

J A E R I - M
85-206

JRR-4純熱中性子照射場の開発(1)
—核設計計算—

1985年12月

青柳 長紀・金杉 克正*・岡 芳明*
坂野 和雄・山本 章

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

JRR-4 純熱中性子照射場の開発 (1)
核設計計算

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

青柳長紀・金杉克正・岡 芳明

坂野和雄・山本 章

(1985年11月26日受理)

重水タンクと炉心反射体を改良することにより、熱中性子束が高く、ガンマ線と速中性子の混入の少ない純熱中性子照射場を JRR-4 サーマルコラム室につくるための核設計計算を行った。輸送計算コード ANISN, DOT による 1 次元および 2 次元のパラメータ・サーベイ計算の結果次の点が明らかとなった。

- (1) 热中性子束の減少を大きくしている炉心とサーマルコラム室間の軽水層をできるだけ取り除く。そのため重水タンクとグラファイト製炉心反射体をできるだけ大きくする。
- (2) 中性子照射場のガンマ線量率を下げるため、サーマルコラム室の炉心側前面に 15 cm 程度のビスマス遮蔽体を設ける。

この結論は、純熱中性子照射場の設計に生かされた。1 次元計算では、改良案の熱中性子束は $8 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、ガンマ線混入率は 0.5% 以下である。

Development of a Pure Thermal Neutron Irradiation Facility in JRR-4 (I)

— Neutronics Calculation for the Design —

Naganori AOYAGI, Katuaki KANASUGI*, Yoshiaki OKA*,
Kazuo SAKANO and Akira YAMAMOTO

Department of Research Reactor Operation,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received November 26, 1985)

Neutronics calculation for the design of a Pure Thermal Neutron Irradiation Facility was carried out in order to realize a high thermal neutron field with low gamma ray and fast neutron contamination in JRR-4 thermal column by the modifications of the heavy water tank and the reflector in the core. Results of one and two dimensional calculation for parameter survey by the discrete ordinates transport codes ANISN and DOT were as follows ;

- (1) The light water layer between the core and the thermal column should be removed as much as possible to increase thermal neutron flux. Therefore, a new heavy water tank and reflectors in the core should be larger to exclude the light water layer.
- (2) To decrease gamma-ray dose, bismuth layer (15 cm thick) should be placed on the core side face of the thermal column.

The results were applied to the design of the Pure Thermal Neutron Irradiation Facility . It was estimated from one dimensional calculation that the thermal neutron flux was about 8×10^9 n/cm² · sec and gamma-to-neutron dose ratio (D_{γ}/D_n) was less than 0.5%.

Keywords : Research Reactor, JRR-4, Thermal column, Heavy Water Tank,
Pure Thermal Neutron Field, Neutronics Calculation

* Nuclear Engineering Research Laboratory, Faculty of Engineering,
University of Tokyo

目 次

1. まえがき	1
2. 照射施設の概要	2
3. 計算方法	5
3.1 計算コードと群定数	5
3.2 1次元計算	5
3.3 線量への変換係数	6
4. ANISN コードによる 1次元計算	14
4.1 パラメータ・サーベイ計算. 1	14
4.2 パラメータ・サーベイ計算. 2	14
4.3 計算結果	16
5. DOT 3.5 コードによる 2次元計算	25
5.1 計算方法	25
5.2 計算モデル	25
5.3 計算結果	26
6. 関連する諸計算	41
6.1 重水の発熱と放射線分解	41
6.2 重水濃度の影響	41
6.3 サーマルコラム室の遮蔽計算	42
7. まとめ	53
謝 辞	54
文 献	54
付 錄	55

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of the irradiation facility	2
3. Calculation method	5
3.1 Computer codes and group constants	5
3.2 One-dimensional calculation	5
3.3 Rem factor for neutron and gamma ray	6
4. One-dimensional calculation by ANISN	14
4.1 Parameter survey (1)	14
4.2 Parameter survey (2)	14
4.3 Results	16
5. Two-dimensional calculation by DOT 3.5	25
5.1 Method	25
5.2 Models	25
5.3 Results	26
6. Related calculations	41
6.1 Heating and production by radiolysis in heavy water tank ...	41
6.2 Thermal fluxes for heavy water concentration	41
6.3 Shielding of the thermal column	42
7. Conclusions	53
Acknowledgment	54
References	54
Appendix	55

List of tables

- Table 3.1.1 Energy structure of 100 neutron and 20 gamma-ray groups in units of eV
- Table 3.2.1 Mesh intervals for one-dimensional calculation by ANISN
- Table 3.2.2 Comparison of calculated and measured fluxes and dose rates inside of the thermal column (at $r=154$ cm)
- Table 3.3.1 Rem factor for neutron and gamma ray
- Table 3.3.2 Kerma factor
- Table 4.1.1 Calculated dose rates inside of the thermal column (at $r=154$ cm) with 5.5 cm thick aluminium layer outside D_2O tank
- Table 4.1.2 Calculated dose rates inside of the thermal column (at $r=154$ cm) as a function of lead layer thickness
- Table 4.2.1 Calculated dose rates inside of the thermal column (at $r=154$ cm) without lead layer for gamma-ray shielding
- Table 4.2.2 Calculated dose rates inside of the thermal column (at $r=174$ cm) with lead layer for gamma-ray shielding
- Table 4.2.3 Dose rate outside of various gamma-ray shields for calculational model 100
- Table 4.2.4 Dose rate outside of various gamma-ray shields for calculational model 113
- Table 4.2.5 Effect of 2 cm thick LiF layer on neutron doses inside the thermal column
- Table 5.1.1 Energy group structure for collapsed group constants
- Table 5.1.2 Collapsed response function (Kerma factor)
- Table 5.1.3 Collapsed response function (Rem factor)
- Table 5.1.4 Fission spectrum of ^{235}U by thermal neutron obtained by Watt's formula
- Table 5.3.1 Results of two-dimensional calculation for JRR-4 by DOT3.5
- Table 6.1.1 Neutron and Gamma heating, and deuterium gas production by radiolysis
- Table 6.2.1 Reduction of thermal neutron flux as a function of heavy water concentration (at $r=154$ cm)
- Table 6.3.1 Dose rate distributions in the thermal column and the concrete shield

List of figures

- Fig. 2.1.1 Vertical section of the heavy water tank (Old type) and the thermal column in JRR-4
- Fig. 2.1.2 Modification of pure thermal neutron irradiation facility in JRR-4
- Fig. 3.1.1 Flow diagram of neutronics calculation
- Fig. 3.2.1 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (Old heavy water tank : Slab and sphere model)
- Fig. 3.3.1 Rem factor and Kerma factor
- Fig. 4.1.1 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (as a function of the lead layer thickness outside D₂O tank)
- Fig. 4.2.1 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (without gamma-ray shield outside D₂O tank)
- Fig. 4.2.2 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (with 20 cm thick lead layer outside D₂O tank)
- Fig. 4.2.3 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (with 20 cm thick lead layer outside D₂O tank)
- Fig. 4.2.4 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (with Bismuth layer outside D₂O tank)
- Fig. 5.1.1 One-dimensional configuration for collapsed calculation by ANISN
- Fig. 5.2.1 Two-dimensional configuration for calculation by DOT3.5 (Model 200)
- Fig. 5.2.2 Two-dimensional configuration for calculation by DOT3.5 (Model 210)
- Fig. 5.2.3 Two-dimensional configuration for calculation by DOT3.5 (Model 220)
- Fig. 5.2.4 Comparison of thermal neutron flux distributions of Model 200 and Model 210
- Fig. 5.2.5 Comparison of total and fast neutron dose rate distributions of Model 200 and Model 210
- Fig. 5.2.6 Comparison of gamma dose rate distributions of Model 200 and Model 210
- Fig. 5.2.7 Comparison of thermal neutron dose rate distributions of Model 200 and Model 220
- Fig. 5.2.8 Comparison of total and fast neutron flux distributions

- of Model 200 and Model 220
- Fig. 5.2.9 Comparison of total gamma dose rate distributions of Model 200 and Model 220
- Fig. 5.2.10 Gamma dose rate distributions of Model 220 (without LiF collimator) at various positions of R direction
- Fig. 5.2.11 Gamma dose rate distributions of Model 220 (with LiF collimator) at various position of R direction
- Fig. 5.2.12 Gamma dose rate distributions of Model 220 (without LiF collimator) at various positions of Z direction
- Fig. 5.2.13 Gamma dose rate distributions of Model 220 (with LiF collimator) at various positions of Z direction
- Fig. 6.3.1 Vertical section of the thermal column
- Fig. 6.3.2 One-dimensional configuration for shielding calculation by ANISN
- Fig. 6.3.3 Total neutron dose rate distribution (Old tank)
- Fig. 6.3.4 Gamma dose rate distribution (Old tank)
- Fig. 6.3.5 Total neutron dose rate distribution (New tank : Case 1)
- Fig. 6.3.6 Gamma dose rate distribution (New tank : Case 1)
- Fig. 6.3.7 Total neutron dose rate distribution (New tank : Case 2)
- Fig. 6.3.8 Gamma dose rate distribution (New tank : Case 2)
- Appendix
- Fig. A.1 Thermal neutron flux distribution for JRR-4 (Model 113 Bi)
- Fig. A.2 Total and fast neutron dose rate distributions for JRR-4 (Model 113 Bi)
- Fig. A.3 Gamma-ray dose rate distribution for JRR-4 (Model 113 Bi)
- Fig. A.4 Neutron spectra for JRR-4 (Model 113 Bi)
- Fig. A.5 Neutron spectra for JRR-4 (Model 113 Bi)
- Fig. A.6 Neutron spectra for JRR-4 (Model 113 Bi)
- Fig. A.7 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (Model 113 Bi) (with Bi layer for Gamma-ray shielding)
- Fig. A.8 Neutron spectrum for JRR-4 (Model 113) (with and without LiF layer)

1. まえがき

近年、生物分野の研究者は生物の熱中性子照射効果に関する研究のために熱中性子束が高く、ガンマ線及び高速中性子束の低い照射施設として純熱中性子照射場の設置を要望してきた。生物照射の条件としては、熱中性子束が $10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 以上、熱中性子以外の放射線の生物への寄与率が10%以下、出来れば1%以下のものである。

このような情勢から原研と大学との間で純熱中性子照射場の設置について話し合いが行われてきた。その結果、JRR-4のサーマルコラムの照射利用及び実験のために設置されている重水タンク、鉛遮蔽体、ウランコンバータ及び炉心のグラファイト反射体（重水タンクの前方）等の改良を行えば、生物照射の条件を満足することが可能であると考えられた。

そこで昭和58年より研究炉技術課、研究炉利用課、JRR-4管理課及び大学の関係者が、JRR-4のサーマルコラムの照射施設（重水タンク等）を改良するために核設計計算及び構造設計等について検討を進めてきた。

核設計計算では、重水タンク（周りにグラファイト反射体付）、鉛遮蔽体、ウランコンバータ、炉心のグラファイト反射体（重水タンクの前方）及びこれらの間隙の軽水等の諸元、物質の組成をパラメータとし、Sn輸送計算コード ANISN（1次元球形モデル）及びDOT 3.5（2次元R-Zモデル）によって行った。

最初に計算手法等の妥当性を検証するために、改良前の照射施設についてANISNコードによる1次元計算を板状モデル及び球形モデルによって行い、測定結果と比較することにした。その結果、ANISNコードの球形モデルのケースが測定結果と比較的よく一致したが、他のケースでは差が大きかった。そこで核設計計算は、ANISNコードの球形モデルによって実施することにした。さらにDOT 3.5コードの2次元計算（R-Z）は重水タンクの直径の影響及びサーマルコラム内の遮蔽効果の相対的評価の検討に用いた。

本報告書は、核設計計算についてまとめたもので第2章では改良前の重水タンク等の照射施設の構造及び計算結果の最適な改良案について述べる。第3章では、計算コードのANISN、DOT 3.5、核データの作成及び1次元計算の手法について述べる。第4章では、重水タンク、鉛遮蔽体、炉心グラファイト反射体、構造物の間隙の軽水等の諸元及び物質の種類をパラメータとして1次元のサーベイ計算とそれに基づく最適設計の結果について述べる。第5章では、重水タンクの形状が異なるケース及びサーマルコラムの側壁で発生する捕獲ガンマ線の遮蔽について2次元計算の結果について述べる。第6章では、重水タンクの重水の発熱及び重水の放射線分解（重水素ガスの発生）、重水中の軽水の熱中性子束に与える影響、サーマルコラムの遮蔽について述べる。

これらの計算結果に基づく改良案は前述の生物照射の条件をほぼ満足することがわかった。これに基づき純熱中性子照射場の設置のための実施設計及び製作が進められ、昭和60年3月末に改良重水タンク等が設置された。その後、重水タンクに重水が注入され、原子炉運転時のサーマルコラムの熱中性子、ガンマ線の測定及び重水素ガスの再結合器の機能試験等が行われている。これらの結果については、本報告書の続編としてまとめられる予定である。

2. 照射施設の概要

JRR-4 の改良前の炉心のグラファイト反射体（重水タンクの前面）、鉛遮蔽体、重水タンク及びサーマルコラム等の構造とこれらの部分の改良案について述べる。

(1) 改良前の照射施設

改良前の照射施設の構造は、炉心からその外側にグラファイト反射体（単体の厚さ 80 mm）、鉛遮蔽体（厚さ 150 mm）、重水タンク（直径 650 mm、長さ 850 mm、重水量約 0.27 ton；タンクの周囲のグラファイト反射体の厚さ最大 300 mm）、ランコンバータ、サーマルコラム、リドタンクの順に設置されている。これを Fig. 2.1 に示す。また、これらの構造物の間隙に軽水等が存在する。

ランコンバータは、核分裂スペクトルの中性子を利用するため設置されている。熱中性子の照射実験の場合、これを引上げるためにこの部分が軽水（約 60 mm）に置換され、熱中性子束は大巾に減少する。サーマルコラムの先端（炉心中心から 154 cm）の位置で熱中性子束は、約 $4 \times 10^8 n/cm^2 \cdot sec$ （実測）である。

(2) 改良案の照射施設

改良前の照射施設は、前述のように熱中性子束を減少させる軽水及び他の構造物が存在する。そこで出来るかぎり、これらを除去した構造の最適な設計を行うために、軽水層の厚さ、構造物の寸法及びその組成をパラメータとして 1 次元及び 2 次元の核設計計算を行った。

この計算結果に基づいた最適な改良案の構造を Fig. 2.2 に示す。図中、点線は今後改良される予定の部分である。またサーマルコラムの照射利用施設等の詳細な設計も行われる予定である。

改良案の主な仕様^{*}を以下に示す。

- (a) 重水タンクの形状は円錐台で、直径 560 mm（炉心側）、長さ 1090 mm、直径 1440 mm、重水量は約 1 ton である（改良前のようなタンク中央のアルミ仕切板、タンク周囲のグラファイト反射体は除去している）。
- (b) 炉心の最外側のグラファイト反射体の厚さは、119 mm である（重水タンクの前面の位置のもの）。
- (c) 改良前の重水タンクの先端の鉛遮蔽体を除去し、ビスマス遮蔽体をサーマルコラムの先端に置く。

以上の改良等によって構造物の間隙に存在した除去可能な軽水が大巾に減少している。改良案の熱中性子束は、サーマルコラムの先端で約 $8 \times 10^8 n/cm^2 \cdot sec$ （重水濃度 100 mol %）、ガンマ線混入率が 0.5% 以下である。

* 以下の数値は実施設計のもので、本計算に用いた数値と若干異なっている。実施設計の数値を用いた最終的な計算結果は、本報告書の統編にまとめる予定である。

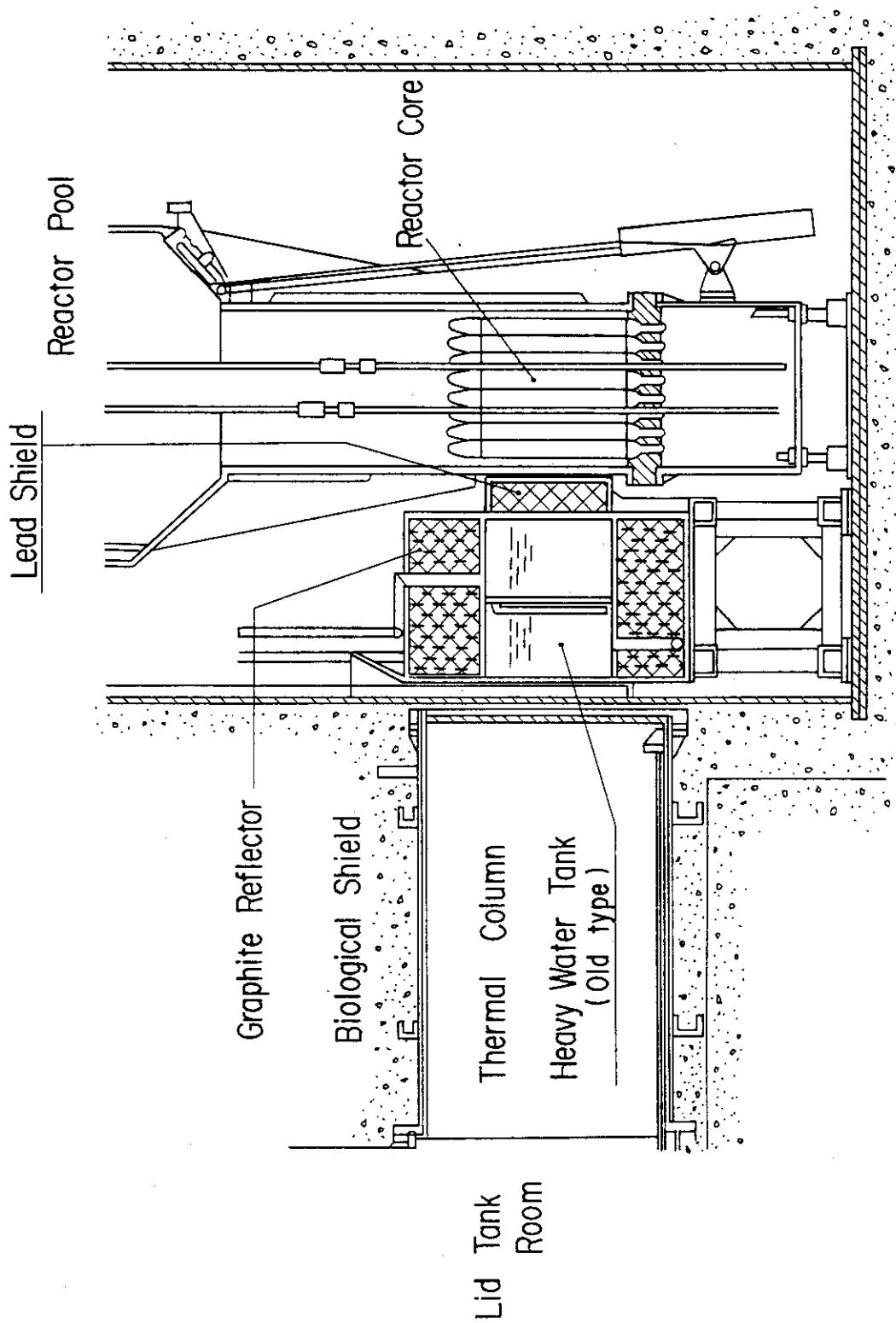


Fig. 2.1 Vertical section of the heavy water tank (old type) and the thermal column in JRR-4

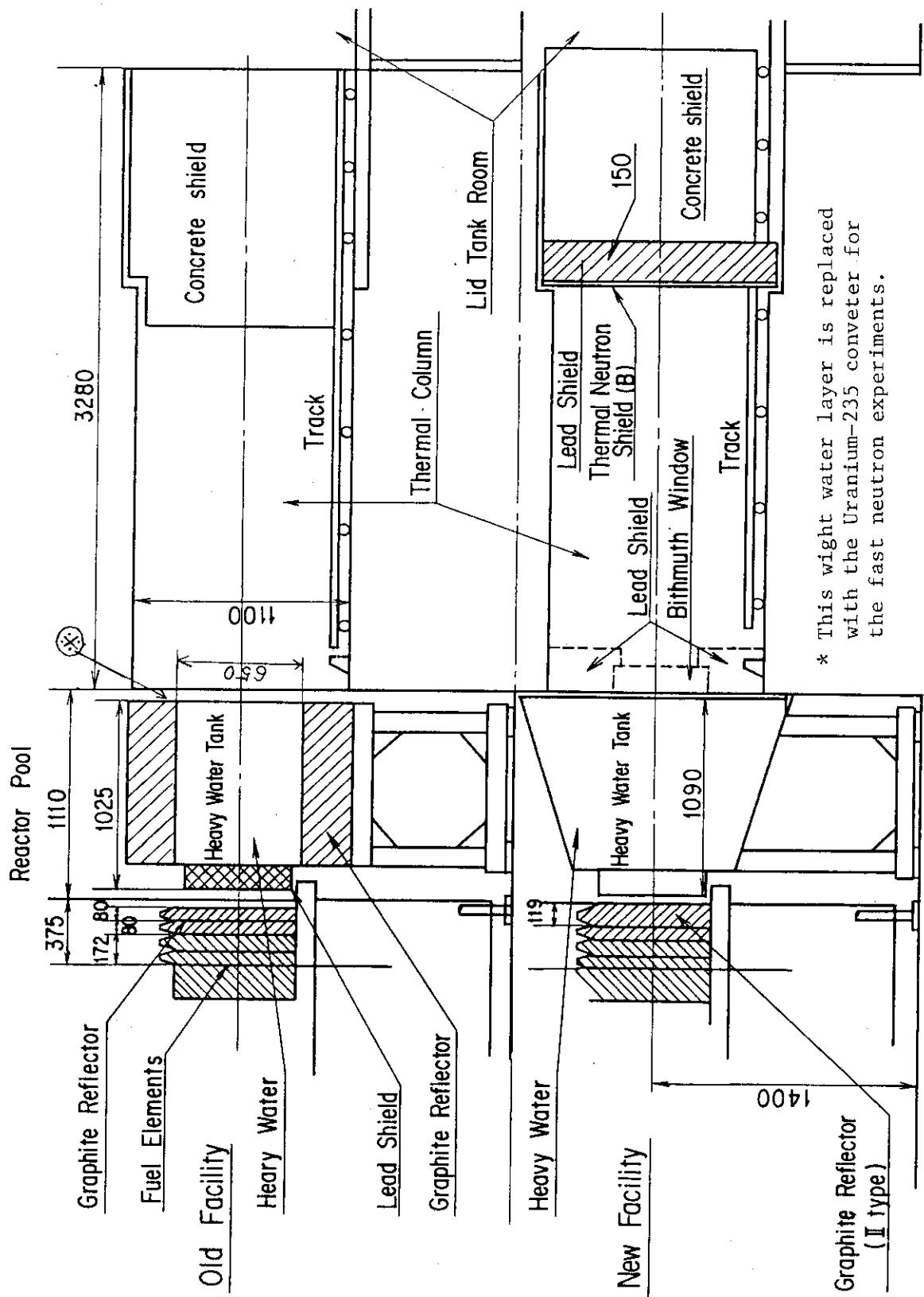


Fig. 2.2 Modification of pure thermal neutron irradiation facility in JRR-4

3. 計 算 方 法

3.1 計算コードと群定数

本設計計算には、主に RADHEAT-V3 コードシステムと DOT 3.5 コードを用いた。RADHEAT-V3 コードシステムは、原子炉や遮蔽体と放射線との相互作用を解析するための総合的なコードシステムである。その中心は、中性子に関しては、ENDF/B、2次ガソマ線に関しては POPOP 4 のライブラリを基礎データとして、中性子とガソマ線の結合群定数を作成するコード群と Sn 輸送計算コード ANISN より成る。一連の計算に用いたコード群と計算全体の流れを Fig. 3.1.1 に示す。

輸送計算の基本となる結合群定数は、以下の方法で求めた。

- (1) 主要な構造材の結合群定数は、一般的な構造材（31種類）の材料について RADHEAT-V3 コードシステムで作成された巨視的断面積ファイル（JSD 120）中にあるものを使う。
- (2) 上記のファイルに無いものは、RADHEAT-V3 コードシステムで作成された代表的な 41 核種の無限希釈の微視的断面積ファイル（JSD 100）の中にある微視的断面積と構造材を構成する元素の原子数よりその構造材の結合群定数を求める。
- (3) 重水素、リチウムなどの元素は、上記の微視的断面積ファイル中にも含まれていないので、まず最初に ENDF/B および POPOP 4 の基礎データから RADHEAT-V3 コードシステムで無限希釈の微視的断面積を作成する。その後構造材の構成元素の原子数を用いて重水やリチウムなどの構造材の結合群定数を求める。

なお、重水の結合群定数を作成するに当っては、重水濃度 100 %（軽水を含まない）として求めてあり、1 次元、2 次元計算では、重水中に混入した軽水の熱中性子束に与える影響については考慮されていない。この点については別に第 6 章で触れる。

結合群定数のエネルギー群構造は Table 3.1.1 に示すように中性子 100 群、ガソマ線 20 群であり、いずれも P_5 近似で作成されている。第 4 章の ANISN コードでの 1 次元計算では、120 群で計算し、第 5 章の DOT 3.5 コードによる 2 次元計算では、ANISN の 1 次元計算で求めたスペクトルを用いて縮約した小数群の結合群定数（中性子 13 群、ガソマ線 3 群）を使う。

3.2 1 次元計算

1 次元計算では、炉心領域内に線源を持つ固定線源問題を輸送計算コード ANISN で解く手法を用いている。線源としては、Watt の式で求めた核分裂スペクトルを持つウラン 235 の核分裂中性子源および核分裂時に発生する即発ガソマ線と核分裂生成物の短寿命核種の崩壊ガソマ線をガソマ線源として扱い、熱出力 3.5 MW に規格化してある。使用した角度分布は S_{16} である。各領域のメッシュ数は、メッシュ間隔が大きすぎると計算誤差を生じる原因となるため、その領域の主なる構成要素の核種の平均自由行程と同程度となるように定めた。領域の代表的な分割例

として、改良前の重水タンクを配置したモデルでの計算に用いたものを Table 3.2.1 に示す。

1 次元計算の妥当性を評価するため、改良前のタンクが置かれていた時の実測値と、モデル化して計算で求めた値とを比較した。その時の計算モデルを Fig. 3.2.1 に示す。炉心計算で求めたバックリングを用いた 1 次元板状モデルの計算では、熱中性子束、ガンマ線量率とも実測値より 1 衍以上大きい値を示した。JRR-4 の遮蔽計算で炉心から離れた位置で比較的よい一致を示すとされる球形モデルでの計算結果を Table 3.2.2 に示す。表が示すように計算値と実測値は比較的良い一致を示しており、パラメータ・サーベイ設計計算に用いることは可能と判断した。なおこの計算で比較した位置は、サーマルコラム室の炉心側前面（炉心中央より 154 cm の位置）である。実測値は、昭和54年11月、金箔の放射化法で測定した熱中性子束と TLD で測定したガンマ線量率で原子炉出力 3.5 MW 時に換算してある。またサーマルコラム室内の測定値をその炉心側前面の位置まで外挿して求めている。1 次元パラメータ・サーベイの設計計算の詳細は第 4 章で述べる。

3.3 線量への変換係数

3.3.1 線量変換係数

ANISN コードあるいは DOT コードで計算された中性子束から線量を求める変換係数（レスポンス関数）としては、次のものを用いた。

(1) 中性子束からレムへの換算係数

ICRP publication 21 に記載のものをもとに 1 次元計算、2 次元計算用エネルギー群構造にあわせて作成した。1 次元計算用のものを Table 3.3.1 に示す。

(2) 中性子束からラドへの換算係数

ICRU レポート No.13 に記載の wet tissue に関するカーマ線量変換係数をもとにエネルギー群構造にあわせて作製した。それを Table 3.3.2 に示す。

レム変換係数とラド変換係数の比較を Fig. 3.3.1 に示す。両者の差は中性子に対する線質係数 QF が前者では考慮されていることの他に、前者には 2 次ガンマ線（捕獲ガンマ線等）の効果が入っているためである。本計算のように 2 次ガンマ線の効果も入ったガンマ線束が求まっている時に、それからガンマ線量を求めて、これを前者を使って計算した値に加えると誤りとなる。なお高速中性子線量の算出はこれらのうちエネルギーが 0.183 MeV 以上のものを用いて行った。

（2 次元のエネルギー群構造よりこのエネルギーが決まった。）

(3) ガンマ線束からラドへの換算係数

人体に対する吸収線量の換算係数 (photon $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ より $\text{rad} \cdot \text{h}^{-1}$ への換算係数) は次で与えられる。

$$1.6021 \times 10^{-6} \left(\frac{\text{erg}}{\text{MeV}} \right) 3600 \left(\frac{\text{sec}}{\text{hr}} \right) \times \frac{1}{100 \left(\frac{\text{erg}}{\text{g} \cdot \text{rad}} \right)} \times \left(\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho} \right)_{\text{man}} \times E (\text{MeV})$$

ここで μ_{en} / ρ は人体に対するガンマ線の質量エネルギー吸収係数である。レントゲンへの換算係数は上記で μ_{en} / ρ を空気に対するものとし $100 \text{ erg} \cdot \text{g}^{-1} \text{ rad}^{-1}$ を $87.7 \text{ erg} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{R}^{-1}$ とお

きかえると得られる。空気と人体の吸収係数のエネルギー依存性がほぼ等しいと仮定するとレントゲン値を 0.877 倍したものが人体のラド値と考えてよい。

ガンマ線の場合は QF が 1.0 であるのでレム値とラド値は同一になる。ガンマ線の場合の換算係数も Table 3. 3. 1 にあわせて示した。

3. 3. 2 指標の定義

純中性子照射場の諸特性を評価するための指標としてのパラメータを、1 次元および 2 次元計算より求められた中性子束や放射線の線量率を用いて次のように定義する。なお、ここで定義されたパラメータおよびそれを表わす記号は、次章以降の各章の本文および図表において用いられる。

(a) 热中性子束 : ϕ_{th} ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)

(b) 全中性子線量率 : D_n ($rem \cdot h^{-1}$)

(c) 高速中性子線量率 : D_f ($rem \cdot h^{-1}$)

(但し、 D_f は 0.183 MeV 以上の高速中性子線量率で、このエネルギー境界は、2 次元計算の群構造から決まった。)

(d) ガンマ線量率 : D_γ ($R \cdot h^{-1}$)

(e) 高速中性子混入率 : D_f / D_n (%)

(f) ガンマ線混入率 : D_γ / D_n (%)

Table 3.1.1 Energy structure of 100 neutron and 20 gamma-ray groups in units of eV

Neutron Group				Gamma Group			
group	energy range	group	energy range	group	energy range		
1	1.4918E+07	1.3499E+07	51	8.6617E+04	6.7379E+04	1	1.4000E+07
2	1.3499E+07	1.2214E+07	52	6.7379E+04	5.2475E+04	2	1.2000E+07
3	1.2214E+07	1.1052E+07	53	5.2475E+04	4.0868E+04	3	1.0000E+07
4	1.1052E+07	1.0000E+07	54	4.0868E+04	3.1828E+04	4	8.0000E+06
5	1.0000E+07	9.0484E+06	55	3.1828E+04	2.4788E+04	5	6.5000E+06
6	9.0484E+06	8.1873E+06	56	2.4788E+04	1.9305E+04	6	5.0000E+06
7	8.1873E+06	7.4082E+06	57	1.9305E+04	1.5034E+04	7	4.0000E+06
8	7.4082E+06	6.7032E+06	58	1.5034E+04	1.1709E+04	8	3.0000E+06
9	6.7032E+06	6.0653E+06	59	1.1709E+04	9.1188E+03	9	2.5000E+06
10	6.0653E+06	5.4881E+06	60	9.1188E+03	7.1017E+03	10	2.0000E+06
11	5.4881E+06	4.9659E+06	61	7.1017E+03	5.5308E+03	11	1.6600E+06
12	4.9659E+06	4.4933E+06	62	5.5308E+03	4.3075E+03	12	1.3300E+06
13	4.4933E+06	4.0657E+06	63	4.3074E+03	3.3546E+03	13	1.0000E+06
14	4.0657E+06	3.6788E+06	64	3.3546E+03	2.6126E+03	14	8.0000E+05
15	3.6788E+06	3.3287E+06	65	2.6126E+03	2.0347E+03	15	6.0000E+05
16	3.3287E+06	3.0119E+06	66	2.0347E+03	1.5846E+03	16	4.0000E+05
17	3.0119E+06	2.7253E+06	67	1.5846E+03	1.2341E+03	17	3.0000E+05
18	2.7253E+06	2.4660E+06	68	1.2341E+03	9.6112E+02	18	2.0000E+05
19	2.4660E+06	2.2313E+06	69	9.6112E+02	7.4852E+02	19	1.0000E+05
20	2.2313E+06	2.0190E+06	70	7.4852E+02	5.8295E+02	20	5.0000E+04
21	2.0190E+06	1.8268E+06	71	5.8295E+02	4.5400E+02		
22	1.8268E+06	1.6530E+06	72	4.5400E+02	3.5357E+02		
23	1.6530E+06	1.4957E+06	73	3.5357E+02	2.7536E+02		
24	1.4957E+06	1.3534E+06	74	2.7536E+02	2.1445E+02		
25	1.3534E+06	1.2246E+06	75	2.1445E+02	1.6702E+02		
26	1.2246E+06	1.1080E+06	76	1.6702E+02	1.3007E+02		
27	1.1080E+06	1.0026E+06	77	1.3007E+02	1.0130E+02		
28	1.0026E+06	9.0718E+05	78	1.0130E+02	7.8893E+01		
29	9.0718E+05	8.2085E+05	79	7.8893E+01	6.1442E+01		
30	8.2085E+05	7.4274E+05	80	6.1442E+01	4.7851E+01		
31	7.4274E+05	6.7206E+05	81	4.7851E+01	3.7267E+01		
32	6.7206E+05	6.0810E+05	82	3.7267E+01	2.9023E+01		
33	6.0810E+05	5.5023E+05	83	2.9023E+01	2.2603E+01		
34	5.5023E+05	4.9787E+05	84	2.2603E+01	1.7603E+01		
35	4.9787E+05	4.5049E+05	85	1.7603E+01	1.3710E+01		
36	4.5049E+05	4.0762E+05	86	1.3710E+01	1.0677E+01		
37	4.0762E+05	3.6883E+05	87	1.0677E+01	8.3153E+00		
38	3.6883E+05	3.3373E+05	88	8.3153E+00	6.4760E+00		
39	3.3373E+05	3.0197E+05	89	6.4760E+00	5.0435E+00		
40	3.0197E+05	2.7324E+05	90	5.0435E+00	3.9279E+00		
41	2.7324E+05	2.4724E+05	91	3.9279E+00	3.0590E+00		
42	2.4724E+05	2.2371E+05	92	3.0590E+00	2.3824E+00		
43	2.2371E+05	2.0242E+05	93	2.3824E+00	1.8554E+00		
44	2.0242E+05	1.8316E+05	94	1.8554E+00	1.4450E+00		
45	1.8316E+05	1.6573E+05	95	1.4450E+00	1.1254E+00		
46	1.6573E+05	1.4996E+05	96	1.1254E+00	8.7642E-01		
47	1.4996E+05	1.3569E+05	97	8.7642E-01	6.8256E-01		
48	1.3569E+05	1.2277E+05	98	6.8256E-01	5.3158E-01		
49	1.2277E+05	1.1109E+05	99	5.3138E-01	4.1399E-01		
50	1.1109E+05	8.6617E+04	100	4.1399E-01	1.0000E-03		

Table 3.2.1 Mesh intervals for one-dimensional calculation by ANISN (Old heavy water tank)

Region No.	Material	Material No.	Width (cm)	Mesh No.
1	Core	25	8.1	4
2	H ₂ O	1	1.0	3
3	Core	25	8.1	4
4	Refrector	31	16.2	8
5	H ₂ O	1	4.1	12
6	Al	7	1.5	2
7	H ₂ O	1	2.5	5
8	Al	7	1.5	2
9	Pb	19	15.0	10
10	Al	7	2.0	2
11	D ₂ O	37	40.0	20
12	Al	7	1.0	1
13	D ₂ O	37	40.0	20
14	Al	7	2.0	2
15	H ₂ O	1	5.5	15
16	Al	7	0.5	1
17	H ₂ O	1	1.0	4
18	Al	7	2.0	2
19	Air	13	1.0	1
20	Al	7	1.0	2
21	Air	13	50.0	10

Table 3.2.2 Comparison of calculated and measured thermal neutron fluxes and gamma dose rates at r=154cm (inside of thermal column : Old heavy water tank)

r = 154 cm	Calculated	Measured
Thermal neutron flux (n/cm ² *sec)	3.21×10^8	4.5×10^8
Gamma dose rate (R/h)	6.45×10^3	1.1×10^4

r : Distance form the core tank

Table 3.3.1 Rem factor for neutron and gamma ray

rem*h ⁻¹ /n*cm ⁻² s ⁻¹				rem*h ⁻¹ /photon*cm ⁻² s ⁻¹			
Group	REM factor	Group	REM factor	Group	REM factor	Group	REM factor
1	1.508(-4)	31	9.629(-5)	61	3.276(-6)	91	4.472(-6)
2	1.507(-4)	32	9.123(-5)	62	3.181(-6)	92	4.479(-6)
3	1.507(-4)	33	8.612(-5)	63	3.149(-6)	93	4.483(-6)
4	1.506(-4)	34	8.101(-5)	64	3.170(-6)	94	4.484(-6)
5	1.505(-4)	35	7.592(-5)	65	3.233(-6)	95	4.482(-6)
6	1.505(-4)	36	7.091(-5)	66	3.330(-6)	96	4.475(-6)
7	1.503(-4)	37	6.600(-5)	67	3.453(-6)	97	4.465(-6)
8	1.502(-4)	38	6.124(-5)	68	3.592(-6)	98	4.451(-6)
9	1.500(-4)	39	5.664(-5)	69	3.745(-6)	99	4.432(-6)
10	1.497(-4)	40	5.223(-5)	70	3.798(-6)	100	3.761(-6)
11	1.494(-4)	41	4.803(-5)	71	3.849(-6)	101	1.090(-5)
12	1.489(-4)	42	4.406(-5)	72	3.899(-6)	102	9.260(-6)
13	1.483(-4)	43	4.033(-5)	73	3.946(-6)	103	8.400(-6)
14	1.476(-4)	44	3.684(-5)	74	3.992(-6)	104	7.250(-6)
15	1.466(-4)	45	3.358(-5)	75	4.035(-6)	105	5.850(-6)
16	1.455(-4)	46	3.057(-5)	76	4.077(-6)	106	5.000(-6)
17	1.442(-4)	47	2.780(-5)	77	4.117(-6)	107	4.290(-6)
18	1.426(-4)	48	2.525(-5)	78	4.156(-6)	108	3.720(-6)
19	1.407(-4)	49	2.292(-5)	79	4.192(-6)	109	3.180(-6)
20	1.386(-4)	50	1.935(-5)	80	4.227(-6)	110	2.930(-6)
21	1.362(-4)	51	1.520(-5)	81	4.260(-6)	111	2.570(-6)
22	1.334(-4)	52	1.200(-5)	82	4.291(-6)	112	2.000(-6)
23	1.304(-4)	53	9.583(-6)	83	4.320(-6)	113	1.600(-6)
24	1.270(-4)	54	7.763(-6)	84	4.347(-6)	114	1.280(-6)
25	1.233(-4)	55	6.402(-6)	85	4.372(-6)	115	9.260(-7)
26	1.194(-4)	56	5.392(-6)	86	4.394(-6)	116	6.330(-7)
27	1.152(-4)	57	4.647(-6)	87	4.415(-6)	117	4.290(-7)
28	1.107(-4)	58	4.104(-6)	88	4.433(-6)	118	2.240(-7)
29	1.061(-4)	59	3.716(-6)	89	4.449(-6)	119	1.080(-7)
30	1.012(-4)	60	3.448(-6)	90	4.462(-6)	120	2.340(-7)

Table 3.3.2 Kerma factor

GRP FACTOR	GRP FACTOR	GRP FACTOR	GRP FACTOR
1 2.302E-05	26 8.708E-06	51 1.880E-06	76 6.901E-09
2 2.164E-05	27 8.400E-06	52 1.570E-06	77 5.861E-09
3 2.096E-05	28 8.248E-06	53 1.301E-06	78 5.166E-09
4 2.018E-05	29 7.445E-06	54 1.057E-06	79 4.741E-09
5 1.910E-05	30 7.006E-06	55 8.611E-07	80 4.446E-09
6 1.820E-05	31 6.667E-06	56 6.941E-07	81 4.363E-09
7 1.795E-05	32 6.347E-06	57 5.501E-07	82 4.417E-09
8 1.741E-05	33 6.030E-06	58 4.381E-07	83 4.572E-09
9 1.681E-05	34 5.771E-06	59 3.495E-07	84 4.957E-09
10 1.598E-05	35 5.810E-06	60 2.768E-07	85 5.407E-09
11 1.557E-05	36 5.720E-06	61 2.181E-07	86 5.756E-09
12 1.515E-05	37 5.234E-06	62 1.717E-07	87 6.307E-09
13 1.471E-05	38 4.838E-06	63 1.347E-07	88 7.103E-09
14 1.446E-05	39 4.558E-06	64 1.056E-07	89 7.809E-09
15 1.440E-05	40 4.310E-06	65 8.269E-08	90 8.813E-09
16 1.359E-06	41 4.079E-06	66 6.473E-08	91 1.007E-08
17 1.258E-06	42 3.860E-06	67 5.069E-08	92 1.124E-08
18 1.185E-05	43 3.647E-06	68 3.978E-08	93 1.299E-08
19 1.133E-05	44 3.426E-06	69 3.126E-08	94 1.501E-08
20 1.095E-05	45 3.205E-06	70 2.462E-08	95 1.659E-08
21 1.061E-05	46 3.021E-06	71 1.945E-08	96 1.846E-08
22 1.020E-05	47 2.338E-06	72 1.545E-08	97 2.106E-08
23 9.716E-06	48 2.653E-06	73 1.235E-08	98 2.359E-08
24 9.335E-06	49 2.503E-06	74 9.994E-09	99 2.672E-08
25 9.000E-06	50 2.243E-06	75 8.240E-09	100 6.563E-08

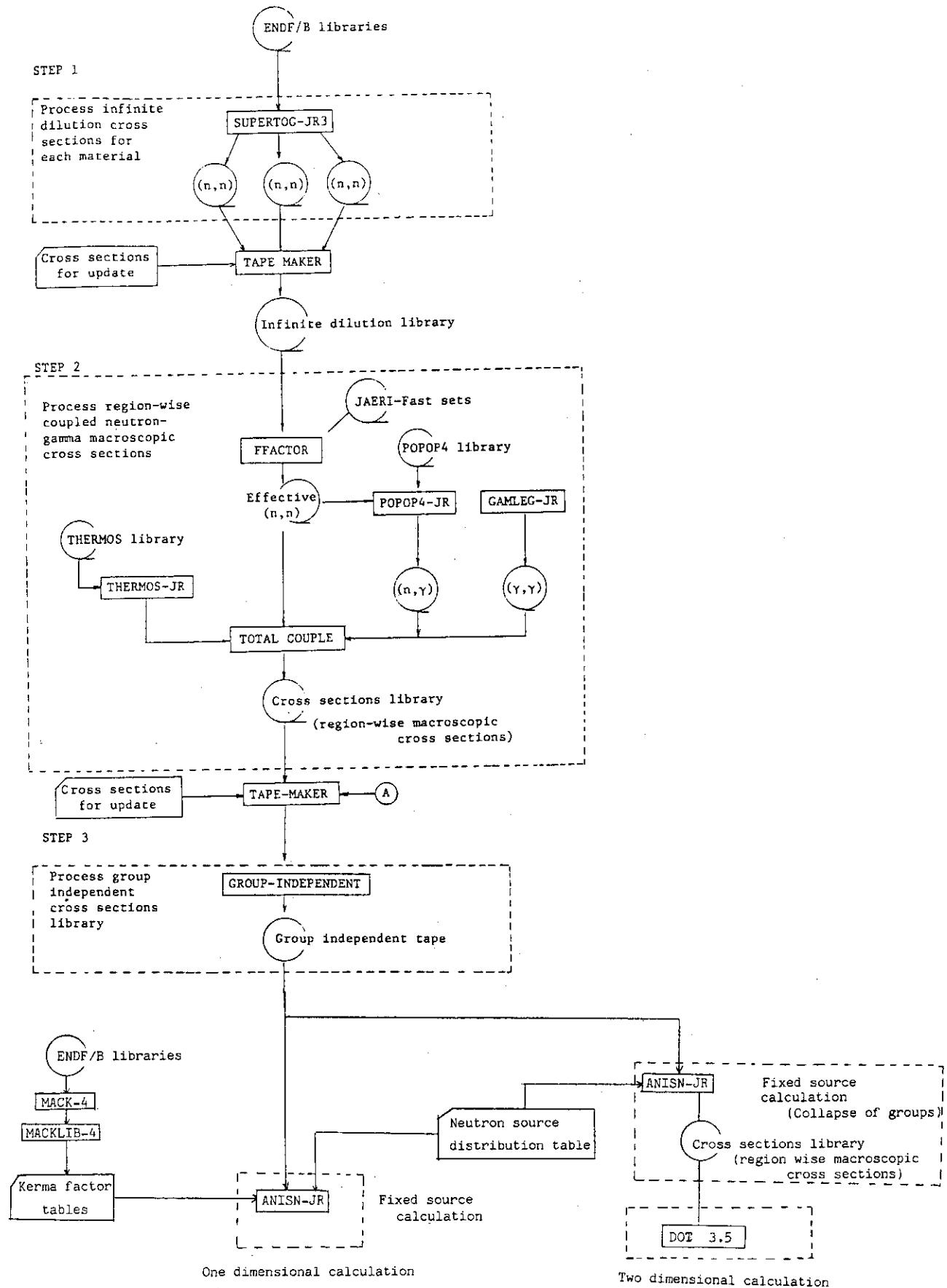


Fig. 3.1.1 Flow diagram of neutronics calculation

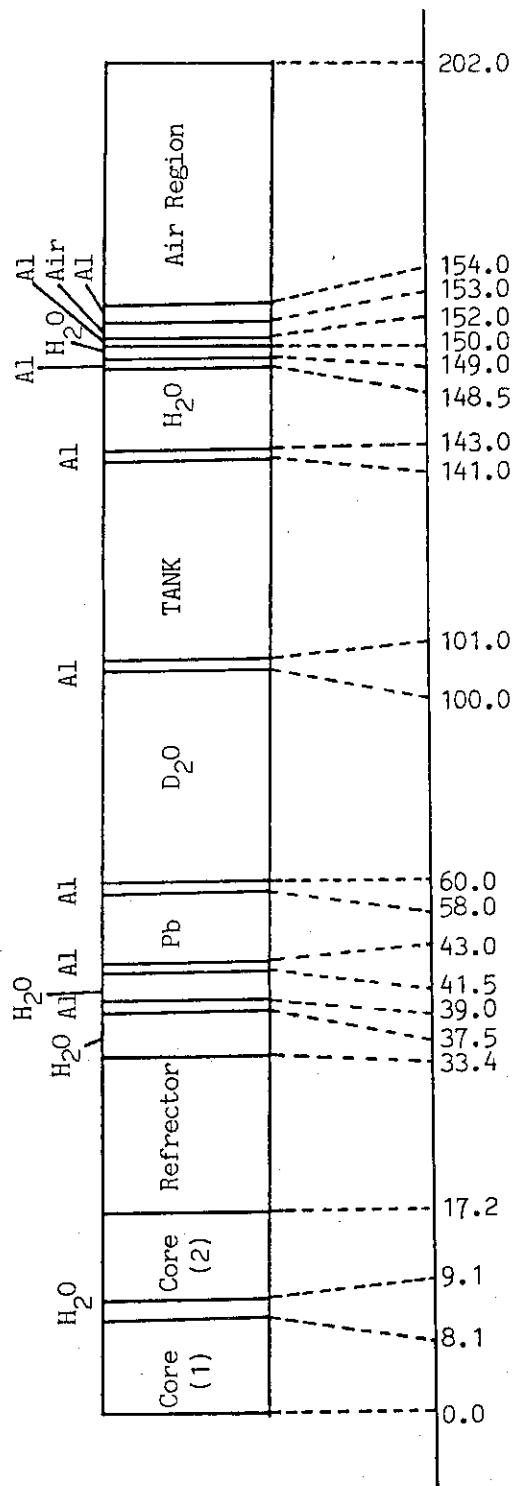


Fig. 3.2.1 One dimensional configuration for calculation by ANISN
(Old heavy water tank : Slab and sphere models)

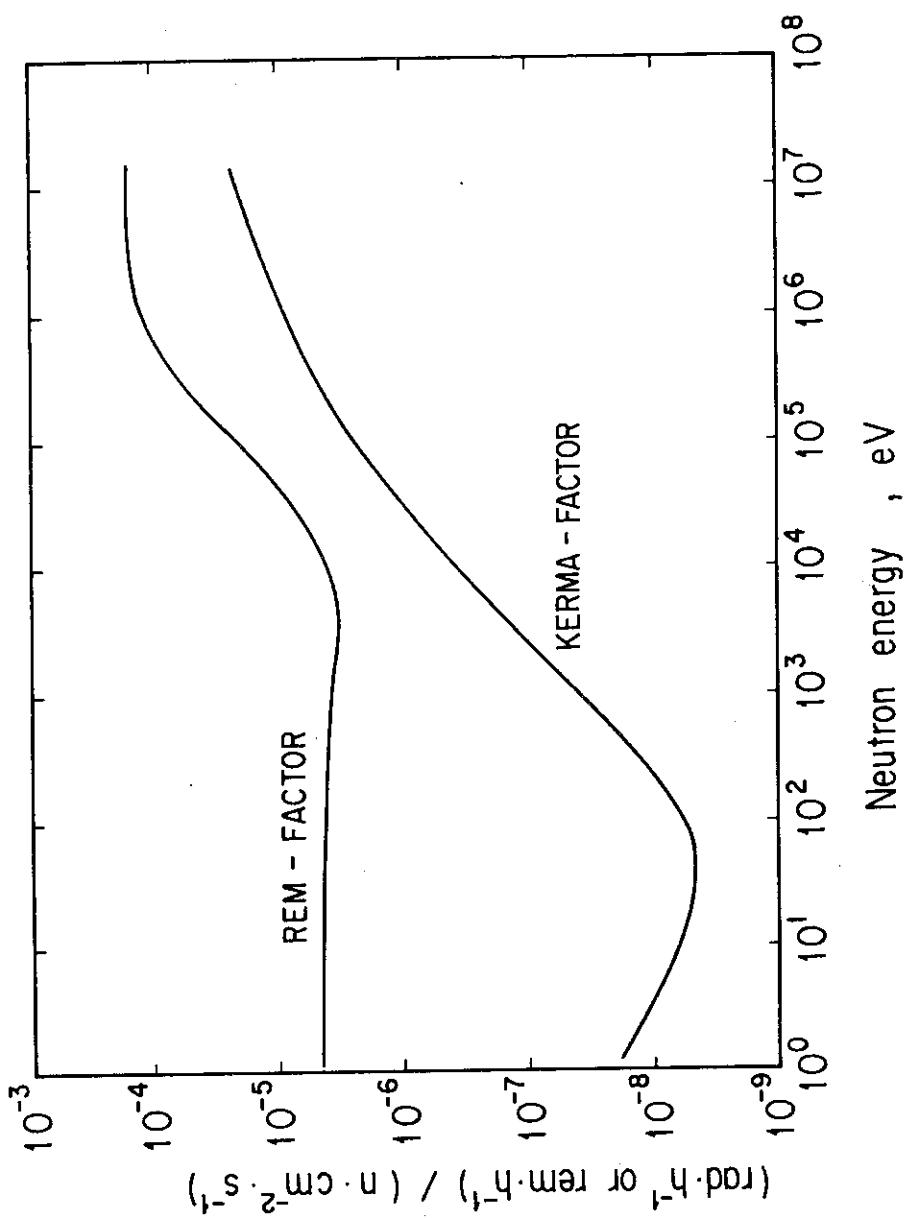


Fig. 3.3.1 Rem factor and Kerma factor

4. ANISNコードによる1次元計算

4.1 パラメータ・サーベイ計算・1

パラメータ・サーベイ計算の第1段階として、現在の重水タンクの改良で、熱中性子束の減衰を大きくする軽水層を除くことを考えた。この種類の改良計算モデルとしては、重水タンクの改良が比較的簡単であると考えられた次のA, B 2案を選んだ。

モデルA：Fig.3.2.1に示すように現在の重水タンクとサーマルコラム室の間にあるウランコンバータ挿入用の5.5 cm の軽水層を無くするためその中にアルミ板を挿入する。

モデルB：Fig.4.1.1に示すように、軽水層を無くするため重水タンクの全長を大きくする(107.5 cm)。付属する鉛遮蔽体の厚さは、重水タンクの全長を変えずにそれぞれ5, 10, 15 cmに変える。また炉心内の軽水層を無くするため、大型の黒鉛反射体(軽水層4.1 cm分だけ拡大したもの)に入れかえる。

モデルAの計算結果をTable 4.1.1に、モデルBの結果をTable 4.1.2に示す。なお計算結果は、サーマルコラム室内の炉心側前面(炉心中央から154 cm)の位置における値である。

これらの改良案についての計算で次の点が判明した。

- (1) モデルAでは、熱中性子束が約 $1.6 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ で改良前の施設の計算値($3.2 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)の約4.8倍に増加する。
- (2) モデルBで付属の鉛遮蔽体の厚さを5 cmに減少させた場合、熱中性子束は、約 $6.3 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ で、改良前の施設の計算値の約20倍程度に向かう。また鉛遮蔽体を減少させてもサーマルコラム室内のガンマ線混入率は、ほとんど増加しない。これは、サーマルコラム室のガンマ線量率は、炉心から直接くるガンマ線よりも、主に中性子による2次ガンマ線の影響によるものであることを示している。

Table 4.1.1およびTable 4.1.2の結果が示すように熱中性子の増加は可能でも、ガンマ線の混入率は高く(改良前のタンクの時の混入率よりは良くなっているが)、サーマルコラム室内に何らかのガンマ線遮蔽体を置くなどの改良案をたてる必要があった。そこで次の節(4.2章)に述べるように、さらに詳細なパラメータ・サーベイ計算を行った。

4.2 パラメータ・サーベイ計算・2

前節(第4.1章)において熱中性子束の増加の大きいモデルB(鉛遮蔽体15 cmの場合、以後モデル100と呼ぶ)を基に、更に改良をはかるため詳細なパラメータ・サーベイを行った。検討したのは次のような項目についてである。

- ① 热中性子束を増すための改良
- ② ガンマ線混入率の低減のための改良
- ③ 高速中性子混入率の低減のための改良
- ④ コリメータ用LiF層の熱中性子束遮蔽効果

4.2.1 热中性子束を増すための改良

热中性子束を增加させるため、重水タンクに付属する鉛遮蔽体（15 cm）の部分をかえたものが次のモデルである。

- Ⓐ 15cm の鉛遮蔽体 : モデル 100
- Ⓑ ボイド : モデル 101
- Ⓒ 重水 (15 vol %) + アルミニウム (85 vol %) : モデル 102
- Ⓓ 重水 (100 vol %) : モデル 103

これらのモデルを表わす図を Fig. 4.2.1 に示す。また計算の結果を Table 4.2.1 に示す。

この表が示すようにモデル 103 (鉛遮蔽体を重水に変えた場合) が熱中性子が最も高く $5.7 \times 10^9 n/cm^2 \cdot sec$ である。

実際にはガンマ線混入率を下げるために、サーマルコラム室の炉心側前面に遮蔽体を置く必要があり、上記の各モデル（モデル 100 ~ 103）について、ここではとりあえず鉛20cm を置いた場合の計算（モデル 100 Pb ~ 103 Pb）を行った。それらのモデル図を Fig. 4.2.2 に、またその結果を Table 4.2.2 に示す。結果が示すようにモデル 103 Pb が一番高く、熱中性子束は $1.17 \times 10^9 n/cm^2 \cdot sec$ である。しかし、熱中性子束の目標値 ($1 \times 10^{10} n/cm^2 \cdot sec$) に比べて、まだ 1 枠低くさらに改良する必要がある。そこで重水タンク内で中性子吸収体となっているアルミニウムの仕切板（厚さ 1cm）を除き 43cm から 147cm の領域を全て重水だけにした場合を計算した。このモデル (113 Pb) を Fig. 4.2.3 に示す。Table 4.2.2 の計算結果の最後の欄に示すように熱中性子束は、 $3.1 \times 10^9 n/cm^2 \cdot sec$ と約 3 倍になっている。これはアルミニウムの仕切板による低エネルギーの中性子吸収が減ったためである。

4.2.2 ガンマ線混入率の低減

ガンマ線混入率の低減のためパラメータ・サーベイ計算を行った。サーマルコラム室内にガンマ線遮蔽体が無い場合、Table 4.2.1 に示すようにどのモデルにもガンマ線混入率 (D_γ / D_n) は、60 ~ 100 % と高い。これに対して、サーマルコラム室の炉心側に厚さ 20cm の鉛遮蔽体を置いた場合の結果はすでに Table 4.2.2 に示してある。その結果によると (D_γ / D_n) は、4 つのどのモデルにおいても 2.1 % と大きく減少している。しかし目標値の (D_γ / D_n) 1 % 以内の値に対してまだ 2 倍程度高く、さらに改善の必要がある。純熱中性子照射場に用いるガンマ線遮蔽材としては、過去の研究によりビスマスが最適とされている。そこで、ここではビスマスの遮蔽体を用い、その最適の厚さを求めるため、10 cm, 15 cm, 20 cm と厚さを変え、 D_γ / D_n 値の変化を調べた。このパラメータ・サーベイ計算には、サーマルコラム室の炉心側側面でのガンマ線混入率が一番低いモデル 100 および 100 Pb の体系を用いて行った。それらのモデル図を Fig. 4.2.4 に示す。Table 4.2.3 が示すように (D_γ / D_n) と ϕ_{th} の値から判断してビスマス遮蔽体の厚さは、15 cm が最適である。さらに同じ表からわかるように、ビスマス遮蔽体と鉛遮蔽体を比較すると同じ 20 cm の厚さでも当然のことながらビスマスの方が熱中性子の吸収が少なく、遮蔽体としての特性が優れている。

最終的に、最大の熱中性子束が得られるモデル 113 において、ビスマス遮蔽体を用いた場合の計算を行った。そのモデル図を Fig. 4.2.4 に、結果を Table 4.2.4 に示す。このように厚さ 15

cm のビスマス遮蔽体を置いた場合、熱中性子束は約 $8 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、ガンマ線混入率は約 0.44 %となる。この場合ガンマ線混入率 1 %以下の目標値は十分達成されるが、熱中性子束は目標値を少し下回る。そこでガンマ線混入率が多少増加してもビスマス遮蔽体の厚さを薄くすれば熱中性子束の目標値である $1.0 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ は達成できるであろう。

4.2.3 高速中性子混入率の低減

高速中性子混入率については、以上のサーベイの結果混入率が数パーセント以内とする目標は十分達成される。なお本章では述べなかったが、サーベイの過程では、中性子束を高くするため重水タンク内にボイド領域を作った体系も考えた。この場合は、高速中性子混入率が増加するのみならず、ボイド領域を形成するアルミニウム構造材により中性子吸収があり、特性の向上にとって利点はないことがわかった。

4.2.4 コリメータ用 LiF 層の遮蔽効果

局部照射を行う場合に用いられるコリメータの材料としては、2 次中性子発生の小さい LiF タイルの使用を考えられている。ここでは、LiF 層をサーマルコラム室内のガンマ線遮蔽体直後に置いた場合、熱中性子束をどの程度下げることができるか検討した。ガンマ線遮蔽体としてビスマス 20 cm を用い、その直後に LiF 層 2 cm を置いた場合と無い場合についての結果を Table 4.2.5 に示す。いずれのモデルにおいても熱中性子の吸収は大きく LiF 2 cm により熱中性子束を 3 衍程度下げられ、熱中性子のコリメータとして十分役立つことがわかった。

4.3 計算結果

1 次元のパラメータ・サーベイ計算よりモデル 113 で、ガンマ線遮蔽としてサーマルコラム室の炉心側にビスマス 15 cm を置いた場合が最良の結果を得た。

この章で行ったパラメータ・サーベイ計算の結果をまとめると以下の通りである。

- (1) 炉心タンクからサーマルコラム室までの領域にボイド層を作ることは高速中性子混入率が増加するので好ましくない。
- (2) 当初、高速中性子を効果的に減速させるためには重水とアルミニウムの混合層が有効と考えられたが熱中性子を利用する場合には、重水だけの方がその特性がよい。
- (3) ガンマ線遮蔽体は、サーマルコラム室前面の構造材の捕獲ガンマ線等の遮蔽を考えて、その構造材の直後に置くのが最適である。
- (4) 热中性子場を得る場合のガンマ線遮蔽材としては鉛よりビスマスの方が良いことが計算で確認された。
- (5) コリメータ材として LiF を用いた場合、2 cm の厚さで、熱中性子束は 3 衍程度下る。

なお Appendix に、1 次元計算で最適とされたモデル 113、ビスマス遮蔽体 15 cm の体系のエネルギースペクトルと中性子束空間分布を示す。

Table 4.1.1 Calculated dose rates inside of the thermal column (at $r=154$ cm) with 5.5 cm thick aluminium layer outside D_2O tank

	Old tank	With 5.5 cm thick aluminium layer at $r=143-148.5$ cm (outside D_2O tank)
Thermal neutron flux ($n/cm^2 \cdot sec$)	3.21×10^8	1.56×10^9
Neutron dose rate(D_n) (Rad/h)	2.18×10^1	1.04×10^2
Neutron dose rate(D_n) (Rem/h)	1.22×10^3	5.90×10^3
Fast neutron dose rate (D_f) (0.1 MeV, Rem/h)	1.26×10^1	1.14×10^2
Gamma dose rate(D_g) (R/h)	6.45×10^3	6.91×10^3
D_g/D_n (%)	528	117
D_f/D_n (%)	0.64	0.19

r : Distance from the core center

Table 4.1.2 Calculated dose rates inside of the thermal column (at $r=154$ cm) as a function of lead layer thickness

Lead Layer Thickness (cm)	5.0	10.0	15.0
Heavy Water Layer Thickness (cm)	86.0	91.0	96.0
Thermal Neutron Flux ($n/cm^2 \cdot sec$)	6.31×10^9	6.25×10^9	4.73×10^9
Neutron Dose Rate(D_n) (Rad/hr)	4.16×10^2	4.11×10^2	3.11×10^2
Neutron Dose Rate(D_n) (Rem/hr)	2.38×10^4	2.35×10^4	1.78×10^4
Fast Neutron Dose Rate(D_f) (>0.1MeV , Rem/hr)	1.20×10^1	1.05×10^1	9.44
Gamma Dose Rate(D_g) (R/hr)	1.46×10^4	1.41×10^4	1.08×10^4
D_g/D_n (%)	61.3	60.0	60.7
D_f/D_n (%)	0.05	0.045	0.053

Table 4.2.1 Calculated dose rates inside of the thermal column (at r=154 cm) without lead layer for gamma-ray shielding

calculation- al model	ϕ_{th} (n/cm ² .sec)	D _n (rad/h)	D _n (rem/h)	D _{fn} (rad/h)	D _y (R/h)	D _y /D _n (%)	D _{fn} /D _n (%)
<100>	4.509×10^9	2.969×10^2	1.697×10^4	8.952×10^{-1}	1.066×10^4	62.8	0.30
<101>	4.028×10^9	2.697×10^2	1.522×10^4	5.219×10^0	1.791×10^4	118	1.94
<102>	4.890×10^9	3.221×10^2	1.841×10^4	1.208×10^0	1.494×10^4	81.2	0.38
<103>	5.742×10^9	3.781×10^2	2.161×10^4	1.237×10^0	1.698×10^4	78.5	0.33

Table 4.2.2 Calculated dose rates inside of the thermal column (at r=174 cm) with lead layer for gamma-ray shielding

calculation- al model	ϕ_{th} (n/cm ² .sec)	D _n (rad/h)	D _n (rem/h)	D _{fn} (rad/h)	D _y (R/h)	D _y /D _n (%)	D _{fn} /D _n (%)
<100 Pb>	8.866×10^8	5.842×10^1	3.340×10^3	2.320×10^{-1}	7.032×10^1	2.1	0.40
<101 Pb>	7.599×10^8	5.126×10^1	2.888×10^3	1.353×10^0	6.080×10^1	2.1	2.6
<102 Pb>	9.731×10^8	6.419×10^1	3.667×10^3	3.132×10^{-1}	7.743×10^1	2.1	0.49
<103 Pb>	1.174×10^9	7.753×10^1	4.421×10^3	3.208×10^{-1}	9.333×10^1	2.1	0.42
<113 Pb>	3.076×10^9	2.022×10^2	1.158×10^4	3.084×10^{-1}	2.471×10^2	2.1	0.15

Table 4.2.3 Dose rates outside of various gamma-ray shields for calculational model 100

γ -ray shielding material & thickness		ϕ_{th} (n/cm ² ·sec)	D _n (rad/h)	D _n (rem/h)	D _{fn} (rad/h)	D _γ (R/h)	D _γ /D _n (%)	D _{fn} /D _n (%)
Pb	20 cm	8.866×10^8	5.842×10^1	3.340×10^3	2.320×10^{-1}	7.032×10^1	2.1	0.40
Bi	20 cm	1.922×10^9	1.265×10^2	7.235×10^3	4.008×10^{-1}	2.574×10^1	0.36	0.32
Bi	15 cm	2.334×10^9	1.536×10^2	8.786×10^3	4.704×10^{-1}	3.797×10^1	0.43	0.31
Bi	10 cm	4.542×10^9	2.980×10^2	1.706×10^4	5.576×10^{-1}	1.523×10^2	0.90	0.19

Table 4.2.4 Dose rates outside of various gamma-ray shields for calculational model 113

γ -ray shielding material & thickness		ϕ_{th} (n/cm ² ·sec)	D _n (rad/h)	D _n (rem/h)	D _{fn} (rad/h)	D _γ (R/h)	D _γ /D _n (%)	D _{fn} /D _n (%)
Pb	20 cm	3.076×10^9	2.022×10^2	1.158×10^4	3.084×10^{-1}	2.471×10^2	2.1	0.15
Bi	20 cm	6.684×10^9	4.392×10^2	2.515×10^4	5.316×10^{-1}	8.951×10^1	0.36	0.12
Bi	15 cm	8.092×10^9	5.317×10^2	3.045×10^4	6.240×10^{-1}	1.332×10^2	0.44	0.12

Table 4.2.5 Effect of 2 cm thick LiF layer on neutron doses inside of the thermal column

calculational model	without			with		
	ϕ_{th} (n/cm ² ·sec)	LiF (rad/h)	collimator D _n (rem/h)	ϕ_{th} (n/cm ² ·sec)	LiF (rad/h)	collimator D _n (rem/h)
<100 Bi>	1.922×10^9	1.265×10^2	7.235×10^3	1.991×10^6	4.349×10^{-1}	1.324×10^1
<103 Bi>	2.549×10^9	1.678×10^2	9.596×10^3	2.640×10^6	5.935×10^{-1}	1.787×10^1
<113 Bi>	6.684×10^9	4.392×10^2	2.515×10^4	6.920×10^6	8.576×10^{-1}	3.365×10^1

* lead layer of Fig. 3.2-2 is replaced by 20cm thick Bismuth

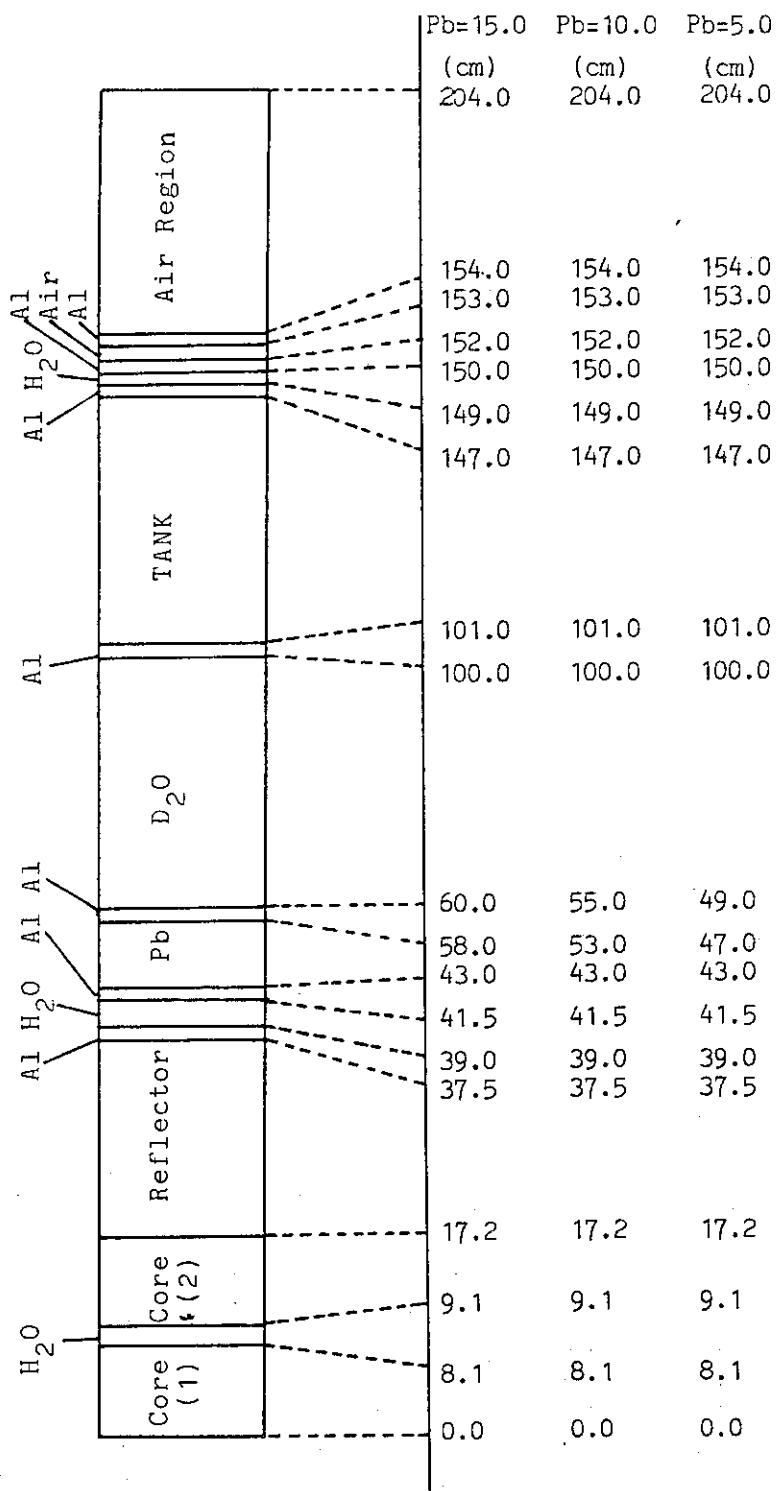


Fig. 4.1.1 One-dimensional configuration for calculation by ANISN
(As a function of the lead layer thickness outside D_2O tank)

* Pb for model 100, void for model 101, D₂O+Al for model 102
and D₂O for model 103

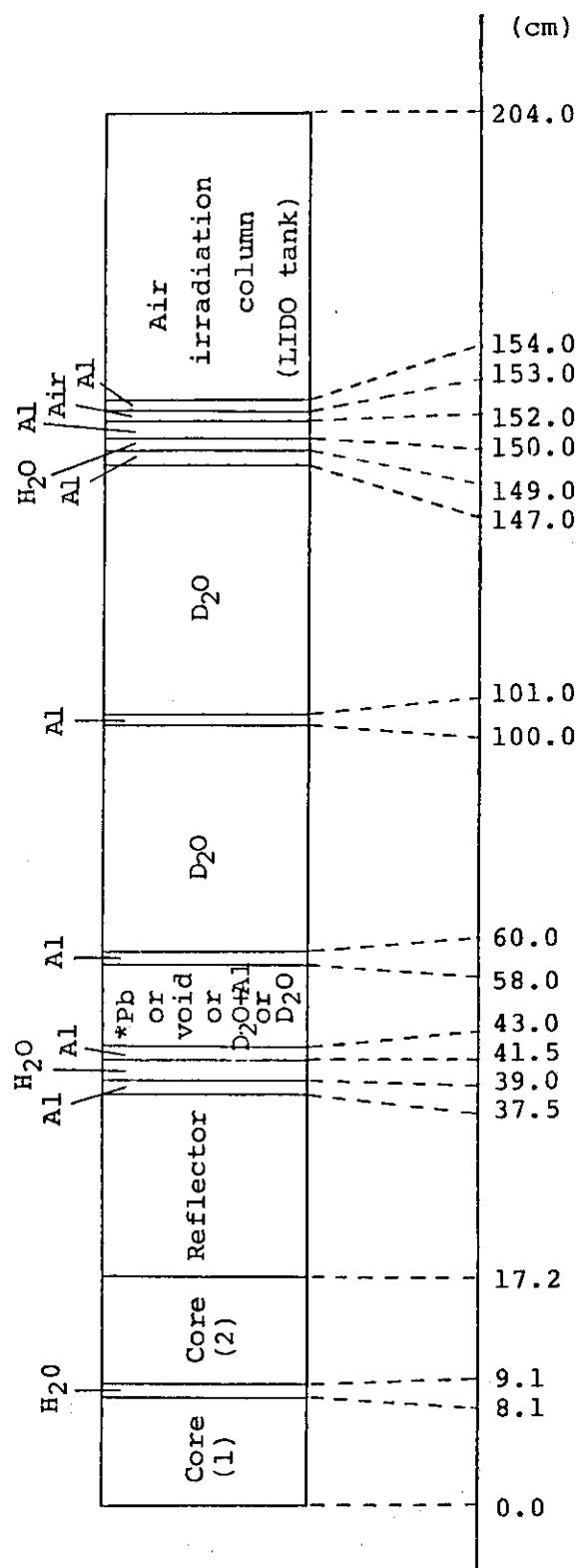


Fig. 4.2.1 One-dimensional configuration for calculation by ANISN
(without gamma-ray shield outside D₂O tank)

* Pb for model 100Pb, void for model 101Pb, D₂O+Al for model 102Pb
and D₂O for model 103Pb

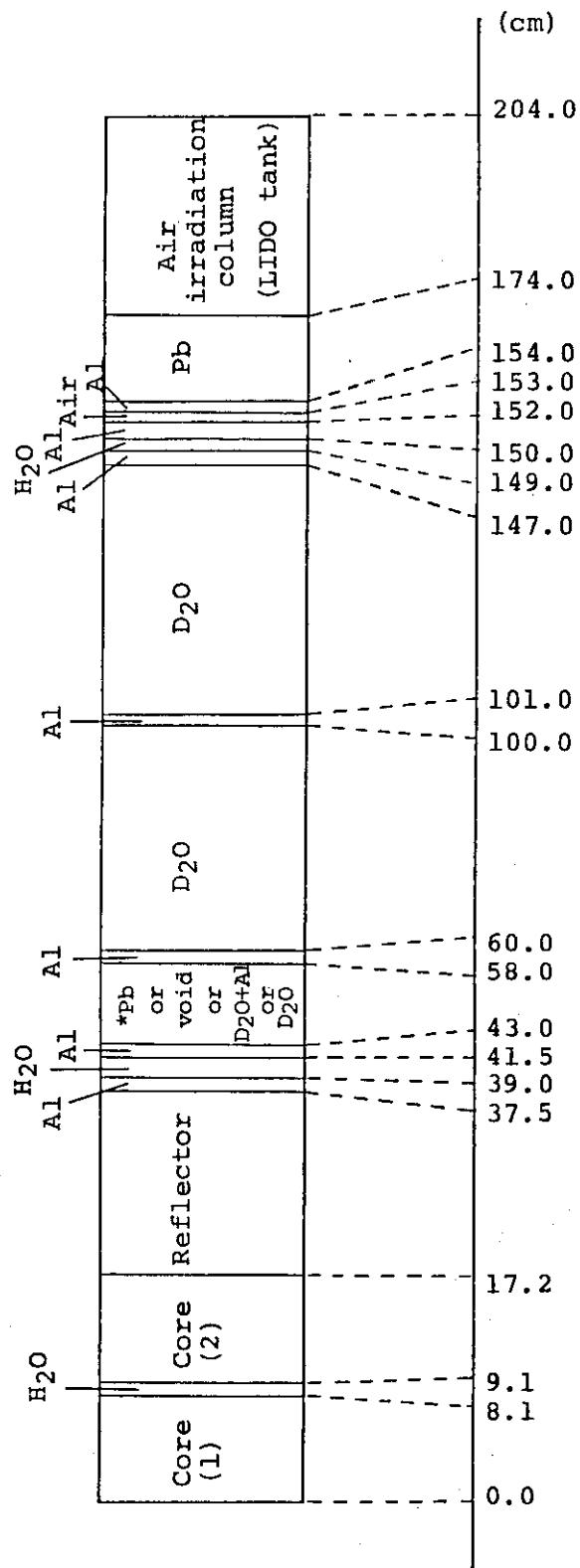


Fig. 4.2.2 One-dimensional configuration for calculation by ANISN
(with 20 cm thick lead layer outside D₂O tank)

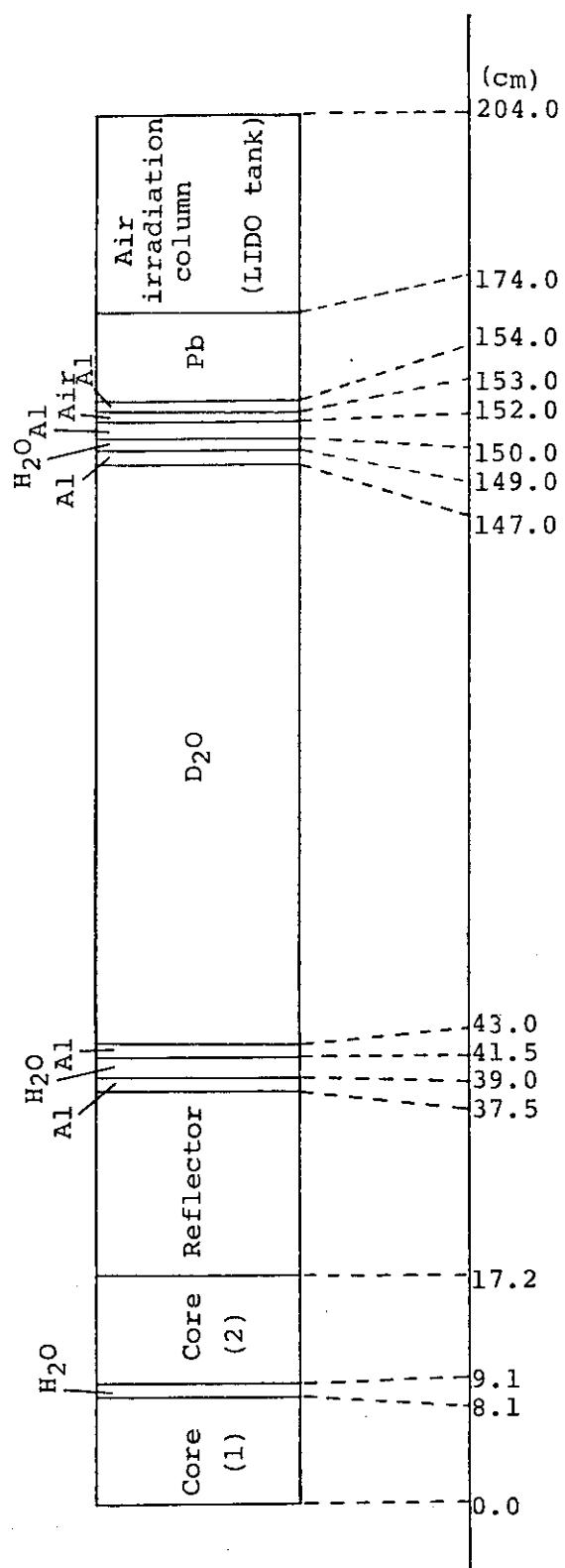


Fig. 4.2.3 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (model 113 Pb)
(with 20 cm thick lead layer outside D_{20} tank)

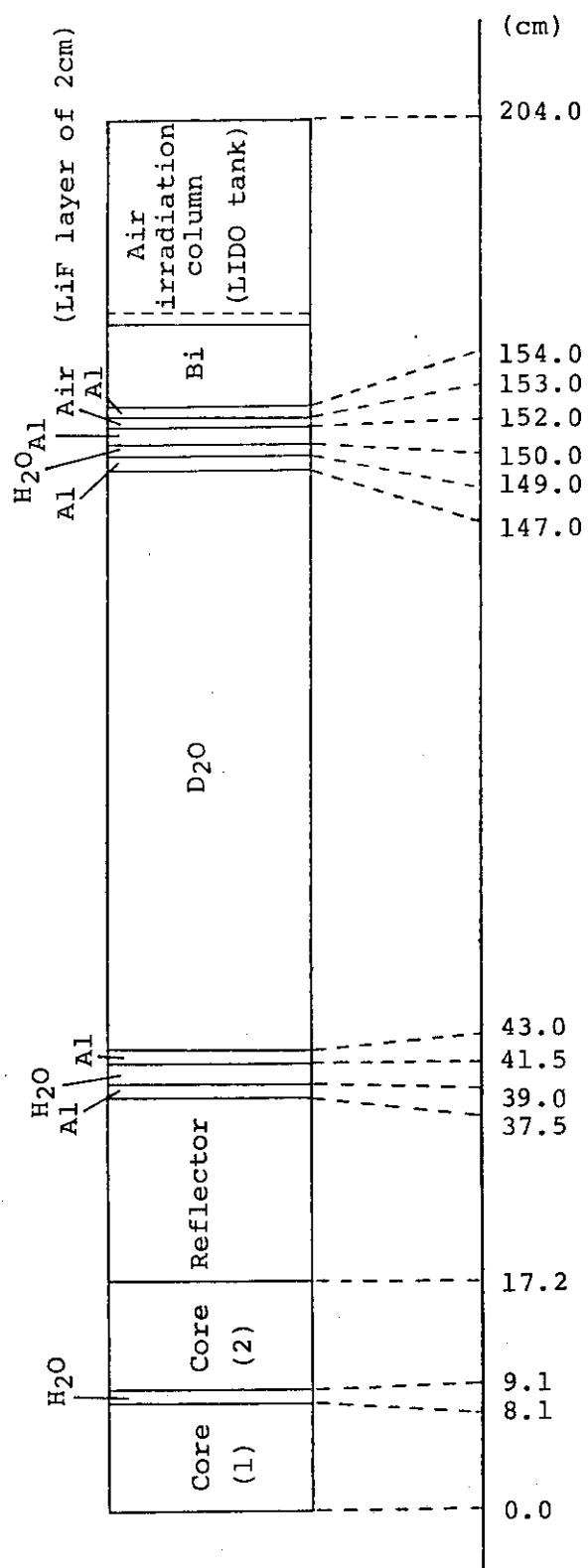


Fig. 4.2.4 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (model 113 Bi)
(with Bismuth layer outside D₂O tank)

5. DOT3.5コードによる2次元計算

5.1 計算方法

前章で述べた1次元計算によるパラメータ・サーベイの結果、炉心とサーマルコラム室間には重水以外の物質をできるだけ入れない体系が一番良い特性を得られることがわかった。本章では2次元Sn計算により体系の中間におかれる重水タンクの径の大きさと形状の変化により熱中性子などの特性がどう変るかを調べた。

計算は2次元Sn輸送計算コードDOT3.5を用いて、計算モデルはR-Z形状、 P_3-S_{∞} 近似（非対称分点）により行った。縮約群定数は、中性子13群、ガンマ線3群散乱の非等方性は、 P_3 近似として作成した。群構造は14 MeVから熱中性子領域までを13群に分割し、第13群は熱中性子領域であり、1次元計算に用いた中性子100群群構造の第100群に対応している。群構造をTable 5.1.1に示す。

120群から16群への縮約計算では、1次元Sn計算コードANISNを用い、Z軸方向に沿って球形モデルの計算から求めた領域毎のスペクトルを縮約に使った。この計算モデルをFig. 5.1.1に示す。重水領域については、スペクトル変化を考慮して領域を3分割し、それぞれの領域における縮約群定数を作成した。また線量変換係数（レスポンス）の縮約についても上と同様に行つた。中性子13群、ガンマ線3群についてのレスポンスの値をTable 5.1.2, 5.1.3に示す。

JRR-4炉心内の核分裂中性子源分布は、後に述べるモデル200の体系について2次元臨界計算を行うことにより得られた値を用いた。この分布は他の全てのモデルの計算にも用いている。規格化定数は、前章の1次元計算との比較に適する値を得るために、1次元計算で用いた分布ソースの体積積分値を用いた。また核分裂スペクトルはWattの式を用いて求めた。その値をTable 5.1.4に示す。

Sn分点は非対称80分点セットを使用した。これはDOQ, GAUS, ADOQコードにより作成されたもので、サーマルコラム室側に密に、炉心方向に粗に角度分点が与えられている。具体的には正方向の第1角度分点の値を S_{96} に、他の正方向については S_{10} に相当し、またZ軸の負方向の分点は、 S_6 に相当するものである。

5.2 計算モデル

2次元計算では、実際の構造体を2次元（R, Z）形状でモデル化している。JRR-4の直方体形の炉心のモデル化は、横方向をZ軸とする等体積の円柱炉心で近似した。2次元計算で扱ったモデルは次の3種である。

- a. 重水タンクが直径130cmの円筒形：モデル200
- b. 重水タンクが炉心側直径56cm、サーマルコラム室側直径110cmの円すい台：モデル210
- c. 重水層直径65cmの周りに65cm厚さの黒鉛をまいた円筒形：モデル220

これらの計算モデルを Fig. 5.2.1, Fig. 5.2.2, Fig. 5.2.3 に示す。

重水層は、縮約群定数のちがう 3 つの領域に、軽水層は 2 つの領域に分けられている。サーマルコラム室の炉心側に置くガンマ線遮蔽体用ビスマス層の厚さは、前章の 1 次元サーベイ計算の結果を考慮し 15 cm とした。また、メッシュの切り方は、各領域について 1 次元計算でのメッシュ幅と同程度とした。R 方向、Z 方向の全メッシュ数は、モデル 200 の場合を例にとると、それぞれ 60, 103 であり、他のケースもこの例とほぼ同等である。

5.3 計算結果

モデル 200, 210, 220 についての 2 次元計算の結果を Table 5.3.1 に示す。この表で各モデル間の特性の比較に用いたパラメータは、1 次元計算の場合に使用したものと同様であり、線量や中性子束の値はすべてサーマルコラム室内のガンマ線遮蔽体直後（炉心中央より 169 cm）の位置のものである。さらにこれらのモデルについての熱中性子束、中性子およびガンマ線線量率の空間分布を Fig. 5.2.4 から Fig. 5.2.9 に示す。

モデル 200 とモデル 210 とを比較すると熱中性子束の値が後者は前者に比べ約半分に減少し、一方ガンマ線量と高速中性子線量には大きな変化はない。そのためサーマルコラム室内での熱中性子の線質は相対的に悪化している。またモデル 200 とモデル 220 と比較した場合には熱中性子束とガンマ線量は、両者でほとんど変化はない。しかし黒鉛を重水タンクの周囲にまいたモデル 220 では、高速中性子線量がモデル 200 の約 5 倍あり、相対的に高速中性子の混入率がかなり高い。

以上のことからモデル 200 が最も良い特性をもち、他のモデルでは諸特性が悪化することがわかった。すなわち重水タンクの直径の縮小、黒鉛層の付加は行わない方がよい。

次に、Fig. 5.2.10 に示すようにサーマルコラム室の炉心側先端に置いたガンマ線遮蔽用ビスマス層を出た位置で急激にガンマ線量率の上昇がある。その原因はビスマス層を透過してきた熱中性子束がサーマルコラム室側壁のアルミニウム層に当り、その結果放出される捕獲ガンマ線によるためである。このことを確認するためモデル 200 の体系で、ビスマス層の直後に直径 15 cm の穴のある厚さ 4 cm の LiF 層のコリメータを置き、ビスマス層の周辺部から漏洩する中性子によるアルミニウム層での捕獲ガンマ線を減らす場合の計算を行ってみた。その結果を Fig. 5.2.11 に示す。さらに LiF 層のコリメータのない場合とある場合について、その半径方向のガンマ線線量率分布を Fig. 5.2.11 から Fig. 5.2.13 に示す。これらの図からわかるように、LiF 層コリメータをつけるとビスマス層直後のガンマ線量率は約半分に減少している。このことからサーマルコラム室の側壁のアルミニウム層で発生する捕獲ガンマ線を減らすことは重要で、そのためビスマス層出口の周囲に何らかの熱中性子遮蔽を施す必要がある。

次に 1 次元計算と 2 次元計算の結果を比較検討する。2 次元計算で求めた熱中性子束と中性子線量率の値は、1 次元計算のそれより大巾に下まわっている。その原因としては、2 次元計算では炉心を横にした R-Z 円筒型による近似、群構造が粗いための重水中の酸素の断面積の過大評価、中性子の透過量の過少評価などが考えられる。

計算結果から得られた結論をまとめると次のようになる。

- (1) モデル 200, モデル 210, およびモデル 220 を比較すると, 得られる熱中性子束は, モデル 200 が最も高く, モデル 200 の約 2 倍である。
- (2) サーマルコラム室内のガンマ線量率を低下させるためには, ピスマス遮蔽層出口の中央部を除いて, 周囲に LiF の熱中性子吸収層を置く必要がある。

Table 5.1.1 Energy Group Structure for Collapsed Group Constants

Neutron Group

group	Energy range (eV)	ΔU
1	1.492×10^7	3.329×10^6
2	3.329×10^6	8.209×10^5
3	8.209×10^5	1.832×10^5
4	1.832×10^5	4.087×10^4
5	4.087×10^4	9.119×10^3
6	9.119×10^3	2.613×10^3
7	2.613×10^3	5.830×10^2
8	5.830×10^2	1.301×10^2
9	1.301×10^2	2.902×10^1
10	2.902×10^1	8.315×10^0
11	8.315×10^0	1.855×10^0
12	1.855×10^0	4.140×10^{-1}
13	4.140×10^{-1}	1.000×10^{-3}
		6.03

Gamma-ray Group

group	Energy range (eV)	ΔU
1	1.400×10^7	5.000×10^6
2	5.000×10^6	1.330×10^6
3	1.330×10^6	5.000×10^4
		3.28

Table 5.1.2 Collapsed Response Function (Kerma factor)

(rad.h ⁻¹ /n.cm ⁻² .s ⁻¹)			
Group	Factor	Group	Factor
1	1.5970 E-05	8	1.1680 E-08
2	9.8890 E-06	9	4.8110 E-09
3	5.4410 E-06	10	5.4210 E-09
4	2.4010 E-06	11	9.7490 E-09
5	6.4460 E-07	12	1.7640 E-08
6	2.0320 E-07	13	6.5630 E-08
7	4.6000 E-08	—	—

Table 5.1.3 Collapsed Response Function (Rem factor)

(rem.h ⁻¹ /n.cm ⁻² .s ⁻¹)			
Group	Factor	Group	Factor
1	1.4900 E-04	9	4.2100 E-06
2	1.2760 E-04	10	4.3710 E-06
3	1.9610 E-04	11	4.4640 E-06
4	2.2510 E-05	12	4.4640 E-06
5	5.2580 E-06	13	3.7610 E-06
6	3.2490 E-06	1	6.9020 E-06
7	3.5360 E-06	2	4.2060 E-06
8	3.9730 E-06	3	1.7640 E-06

Table 5.1.4 Fission Spectrum of ^{235}U by Thermal Neutron obtained by Watt's Formula

group	Spectrum (n/group)
1	1.708 E - 01
2	5.836 E - 01
3	2.123 E - 01
4	2.955 E - 02
5	3.314 E - 03
6	3.350 E - 04
7	5.445 E - 05
8	5.745 E - 06
9	6.059 E - 07
10	6.041 E - 08
11	9.785 E - 09
12	1.031 E - 09
13	1.216 E - 10
Total	1.000 E + 00

Table 5.3.1 Results of two-dimensional calculation for JRR-4 by DOT3.5

	ϕ_{th} (n/cm · sec)	D _n (rem/h)	D _{Fn} (rad/h)	D _γ (R/h)	D _γ /D _n (%)	D _{Fn} /D _n (%)
model 200	1.560×10 ⁸	1.093×10 ¹	5.992×10 ²	6.805×10 ⁻¹	3.612×10 ¹	6.03
model 210	7.602×10 ⁷	1.056×10 ¹	5.778×10 ²	6.810×10 ⁻¹	3.494×10 ¹	6.05
model 220	1.560×10 ⁸	1.342×10 ¹	6.482×10 ²	3.128×10 ⁰	3.416×10 ¹	5.27

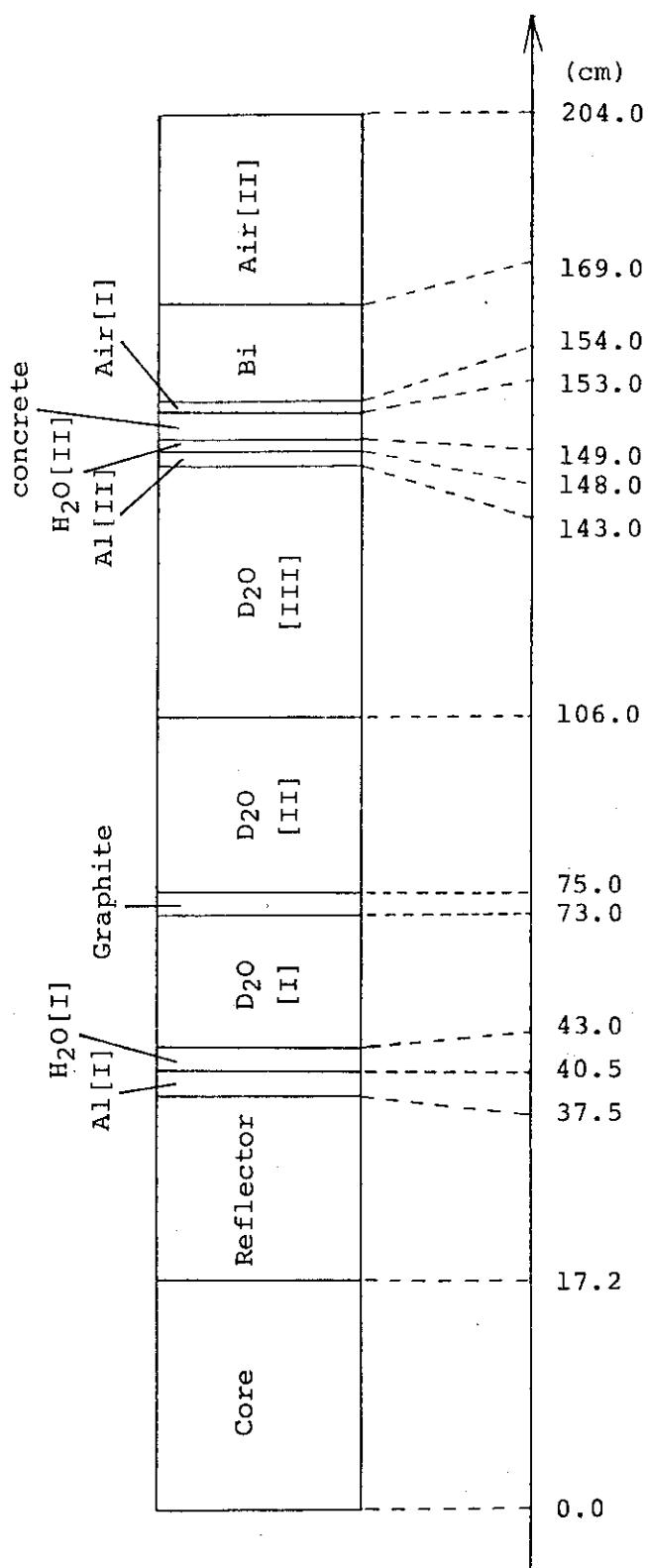


Fig. 5.1.1 One-dimensional configuration for collapsing calculation by ANISN

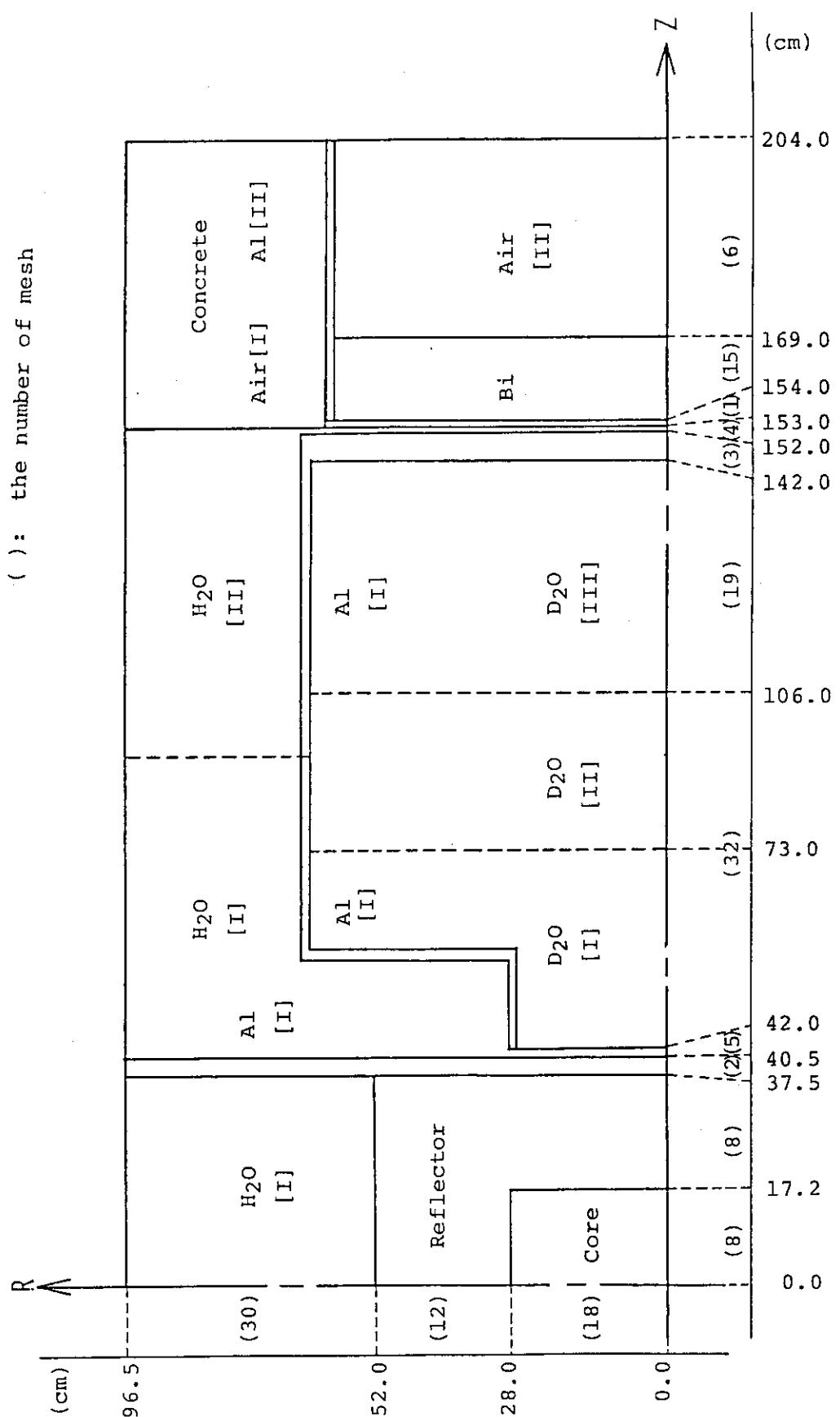


Fig. 5.2.1 Two-dimensional configuration for calculation by DOT3.5
— Model 200 —

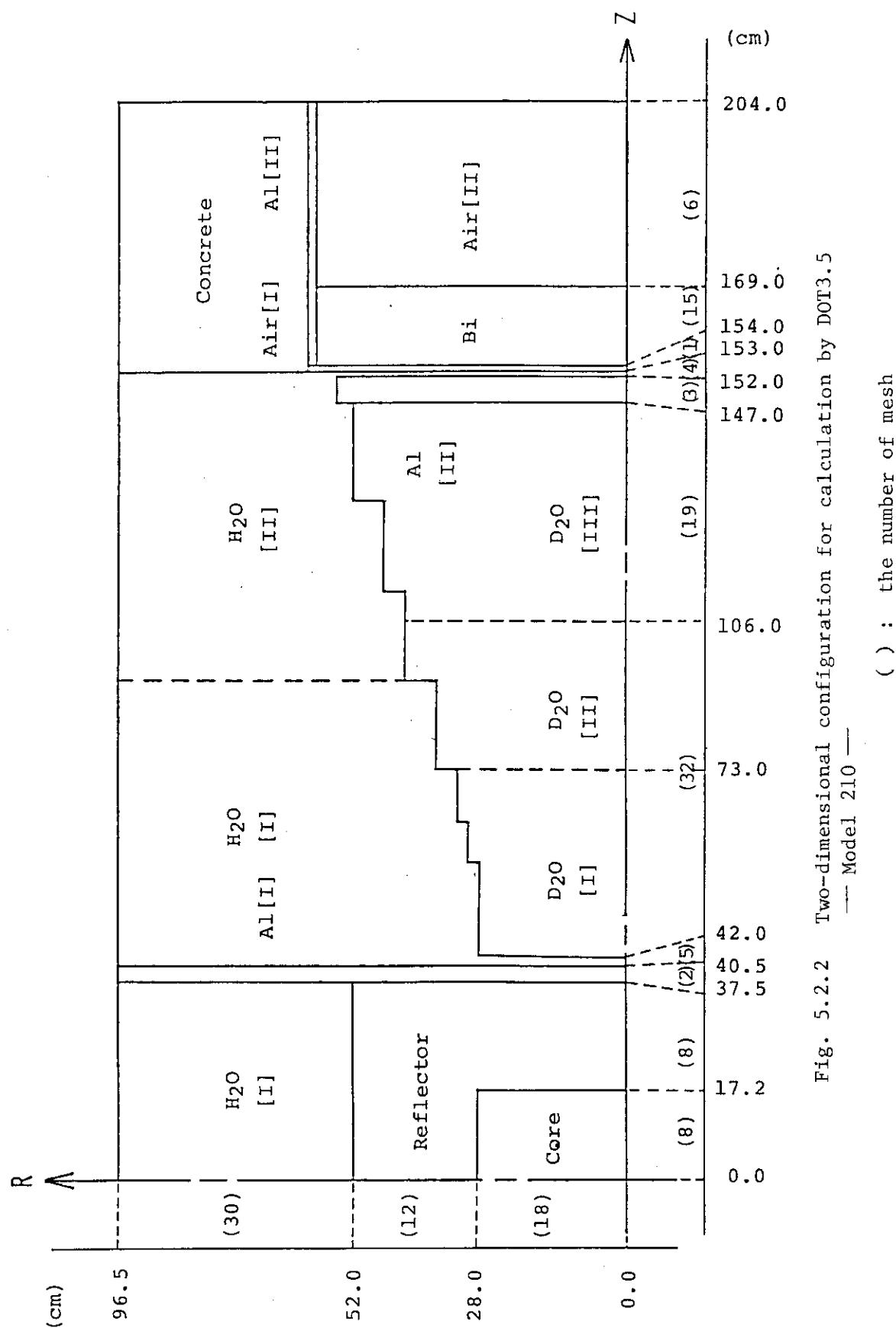


Fig. 5.2.2 Two-dimensional configuration for calculation by DOT3.5
— Model 210 —
() : the number of mesh

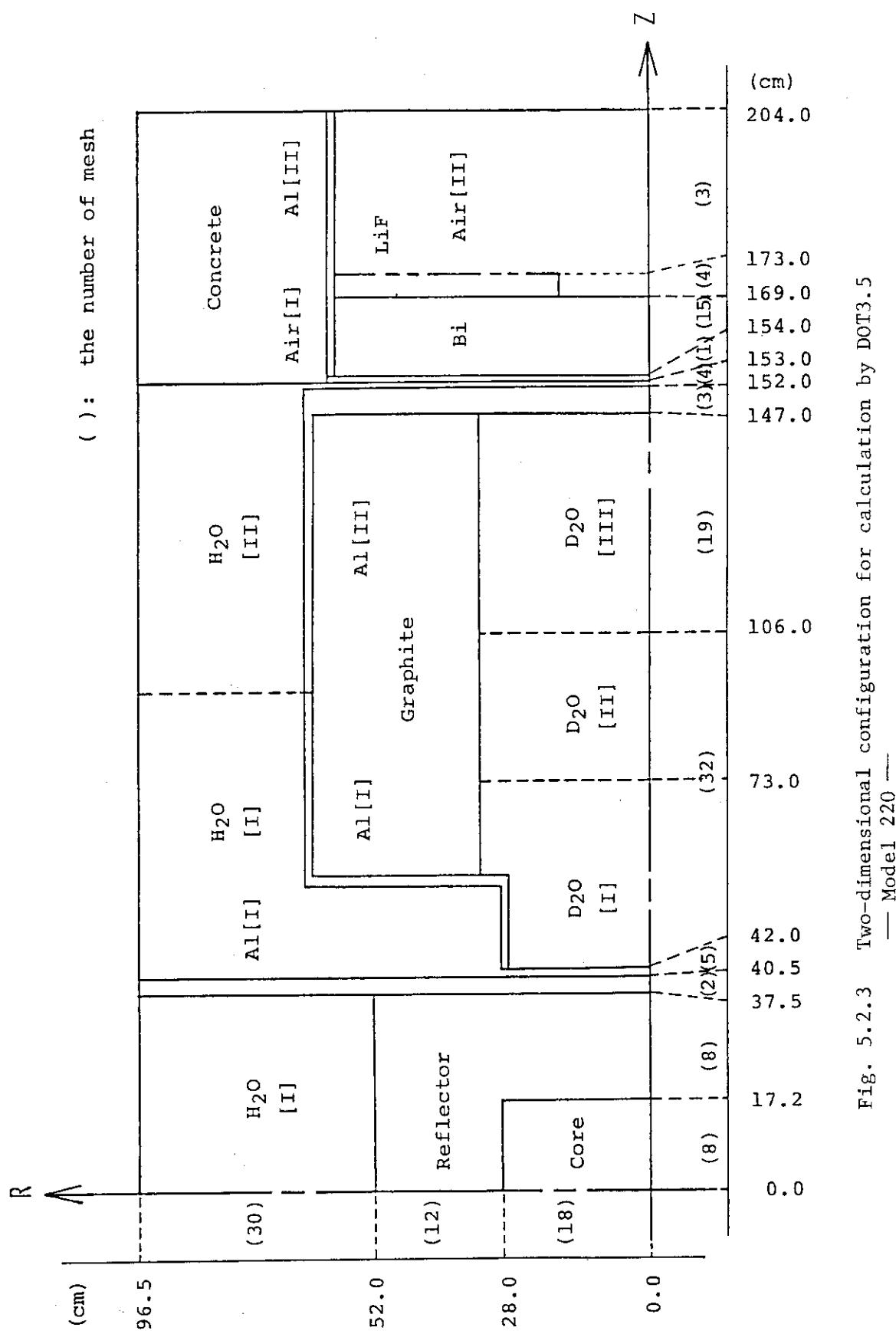
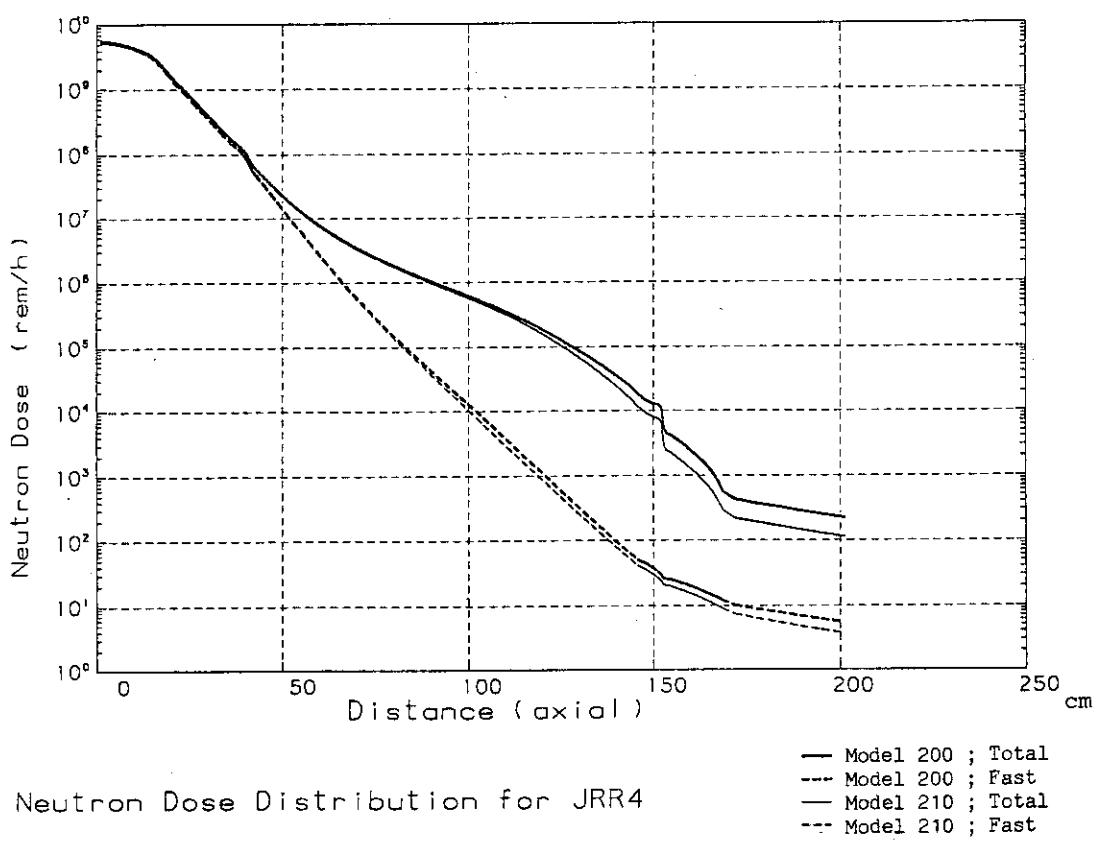
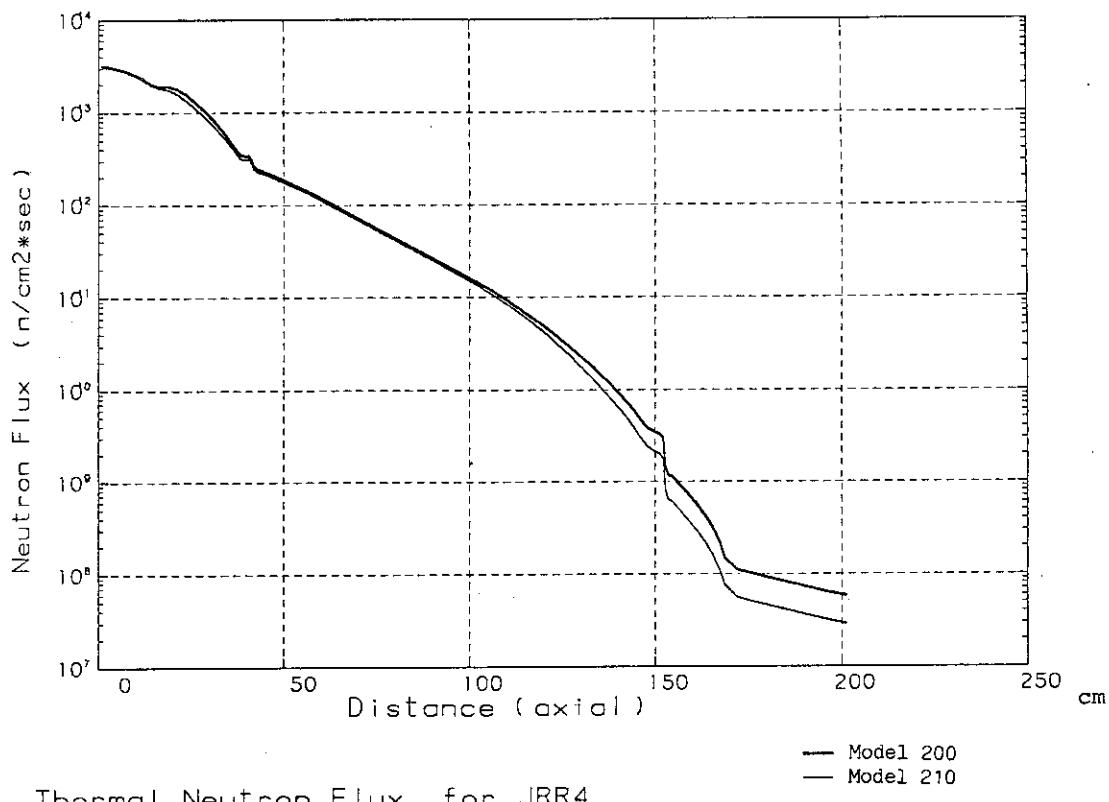


Fig. 5.2.3 Two-dimensional configuration for calculation by DOT3.5
— Model 220 —



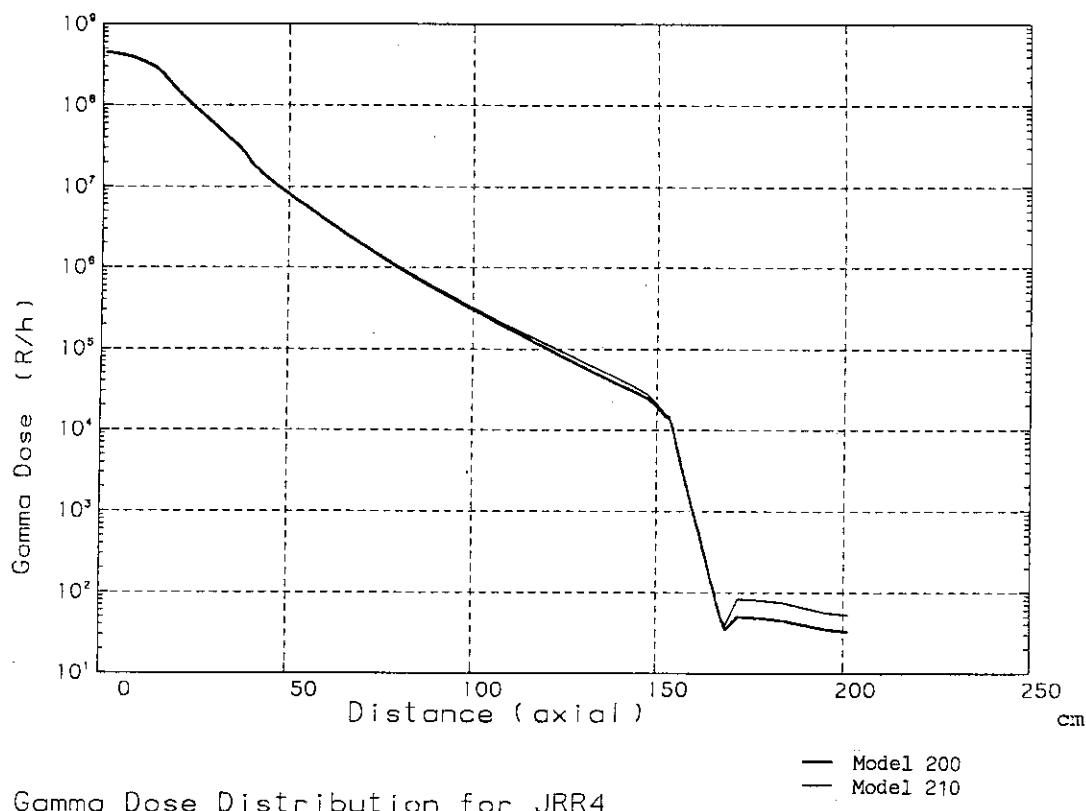


Fig. 5.2.6 Comparison of gamma dose rate distributions of Model 200 and Model 210

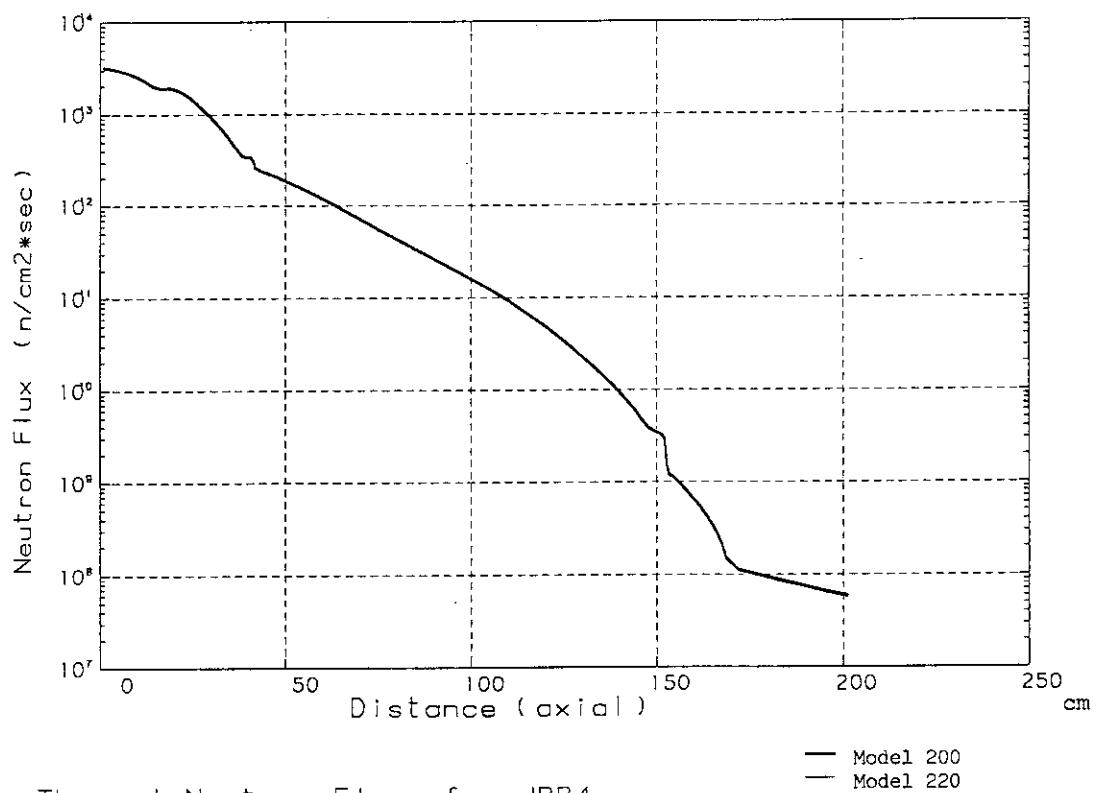


Fig. 5.2.7 Comparison of thermal neutron flux distributions of Model 200 and Model 220

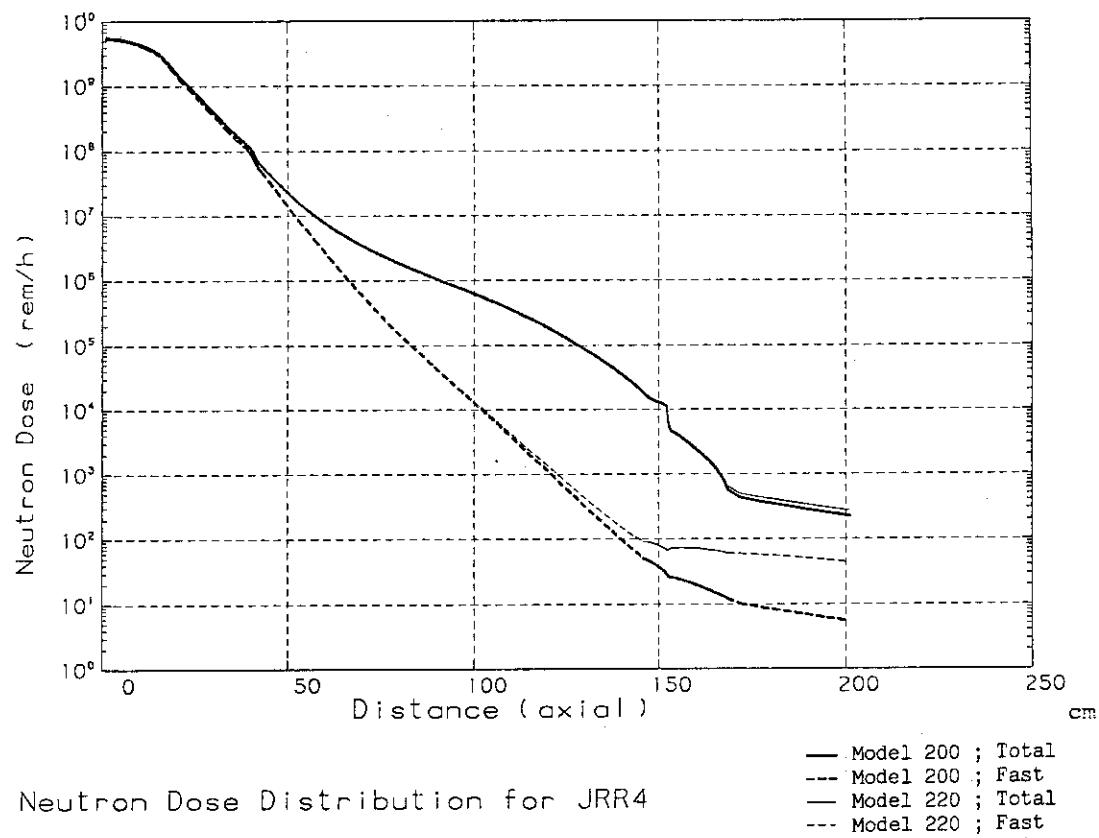


Fig. 5.2.8 Comparison of total and fast neutron dose rate distributions of Model 200 and Model 220

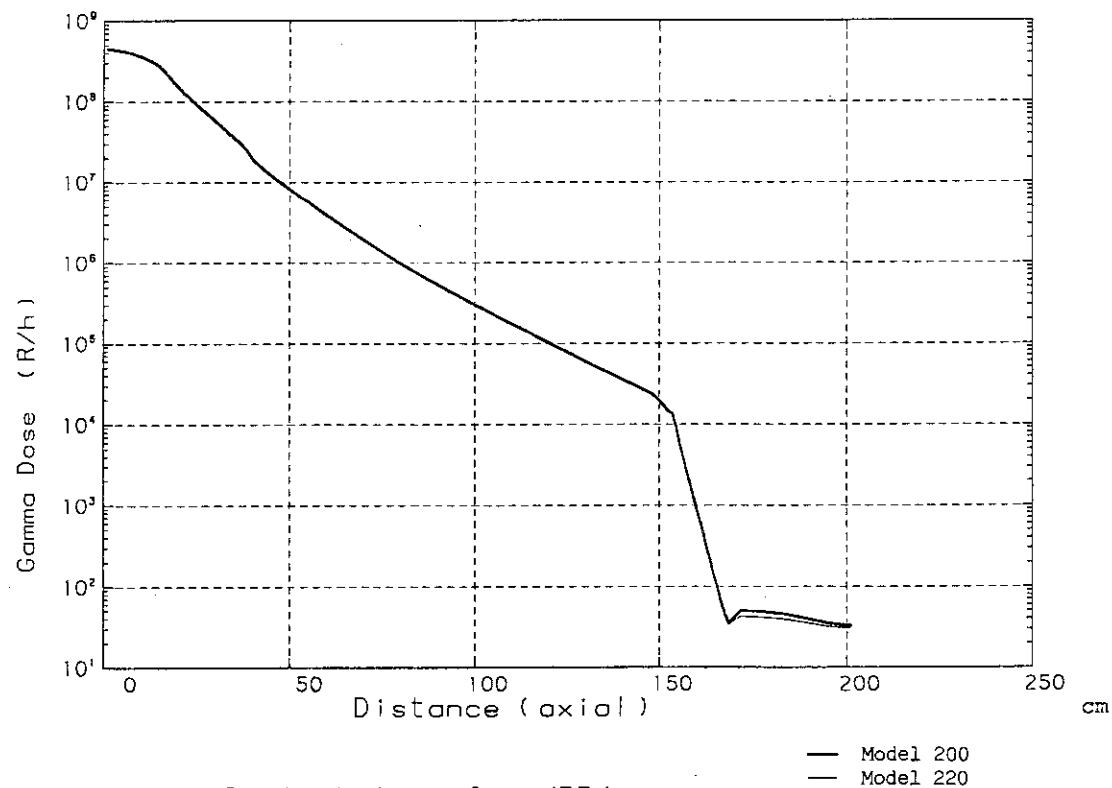


Fig. 5.2.9 Comparison of gamma dose rate distributions of Model 200 and Model 220

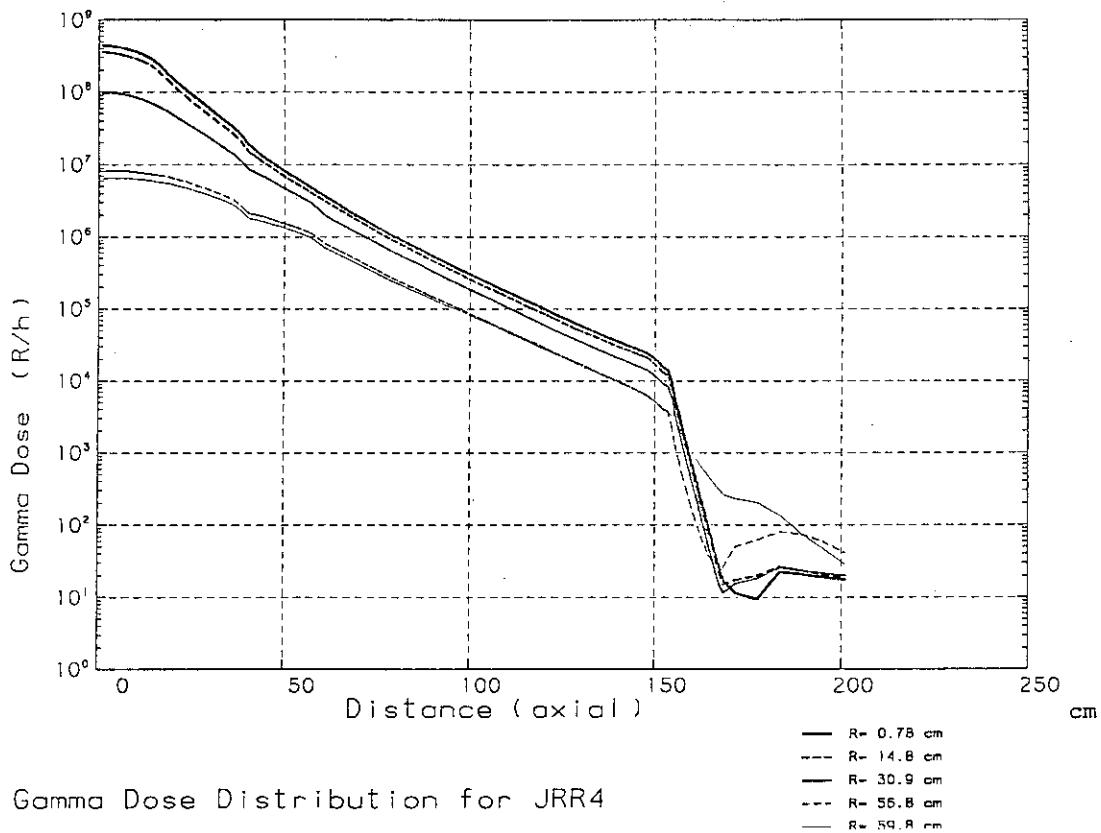


Fig. 5.2.10 Gamma dose rate distributions of Model 220 (without LiF collimator) at various positions of R direction

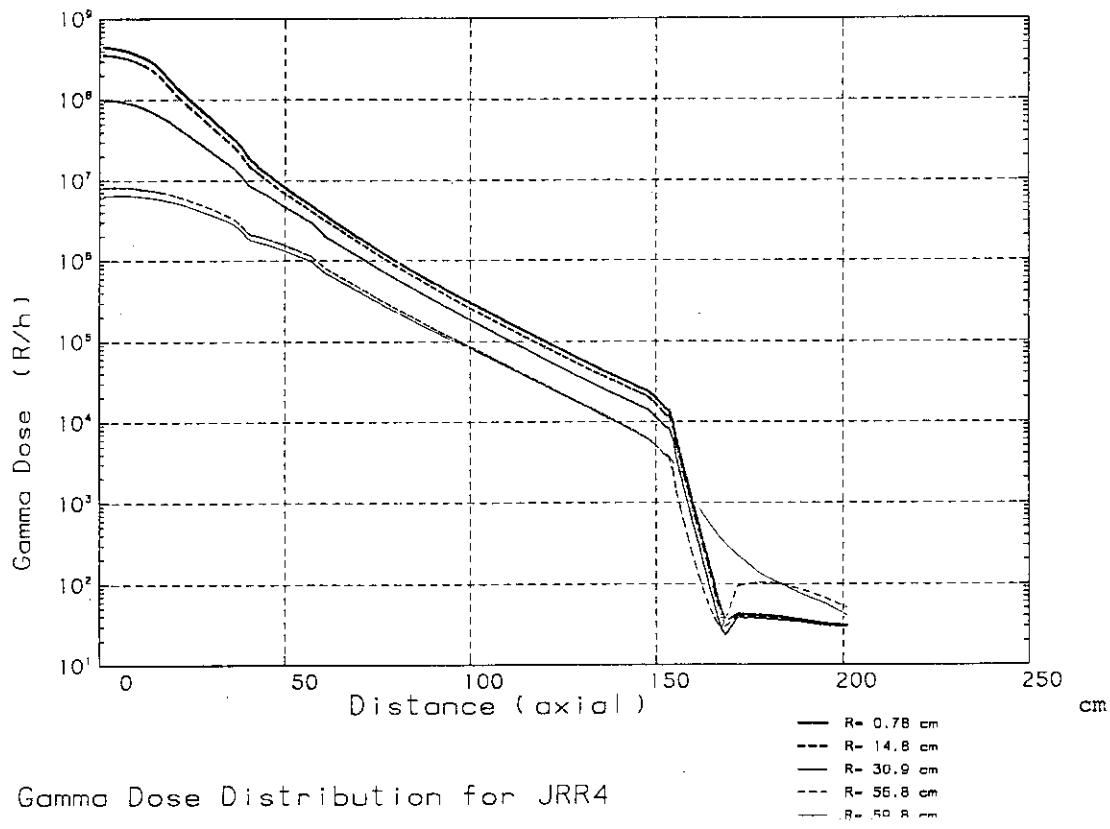


Fig. 5.2.11 Gamma dose rate distributions of Model 220 (with LiF collimator) at various positions of R direction

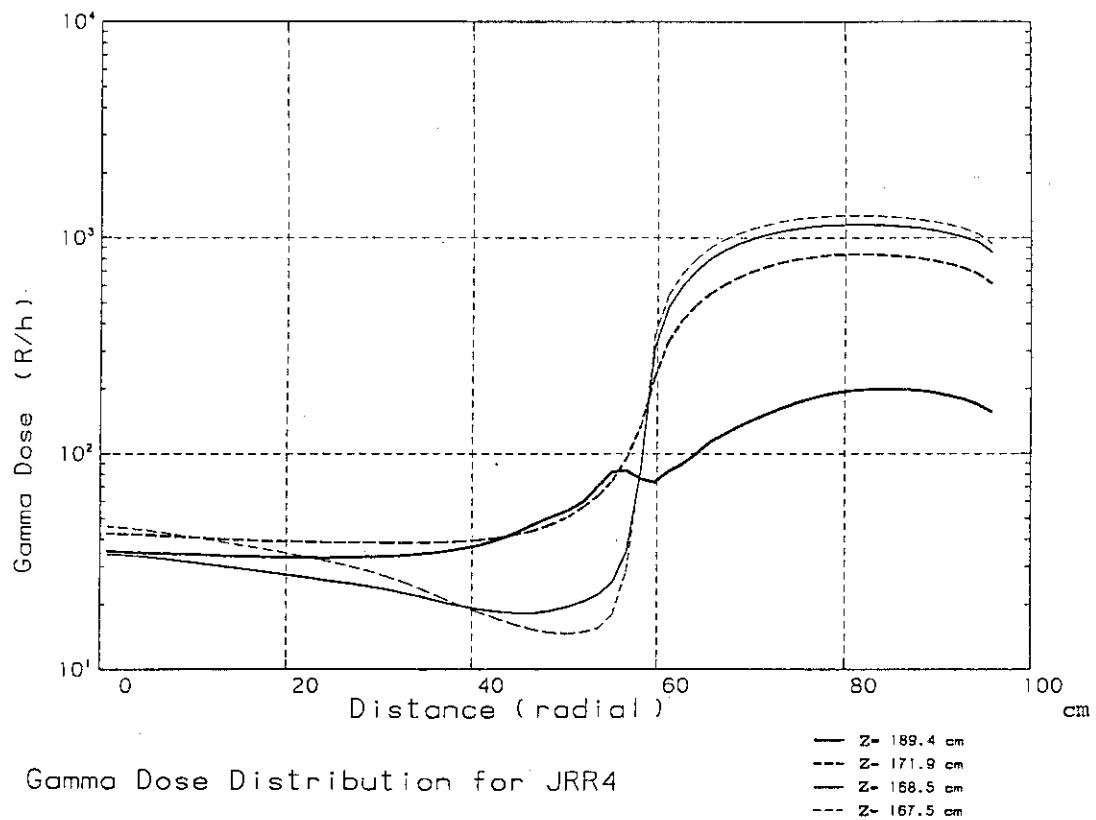


Fig. 5.2.12 Gamma dose rate distributions of Model 220 (without LiF collimator) at various positions of Z direction

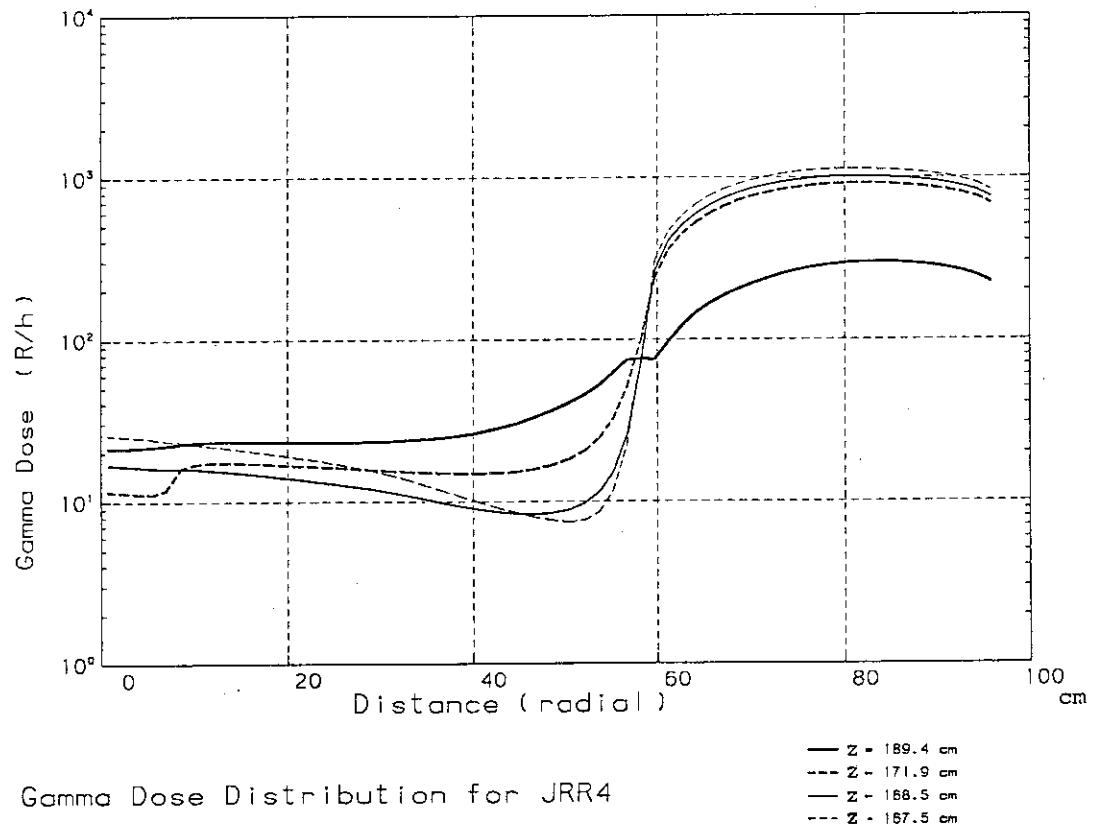


Fig. 5.2.13 Gamma dose rate distributions of Model 220 (with LiF collimator) at various positions of Z direction

6. 関連する諸計算

6.1 重水の発熱と放射線分解

改良案の重水タンク内の中性子束とガンマ線束は、改良前のタンクの値より10倍以上増加することが予測される。したがってタンク内での中性子およびガンマ線の発熱、さらに放射線分解による重水素ガスの発生は、タンクの安全に係わる安全上の重要な問題点となる可能性がある。

そこで ANISN コードによる 1 次元のパラメータ・サーベイ計算で求めた中性子束と ガンマ線よりタンク内の発熱量と放射線分解量を求めた。

重水タンク内での発熱計算で必要となる中性子束を発熱量に変換する重水の中性子変換係数 (Kerma Factor) とガンマ線束を発熱量に変換する質量エネルギー変換係数 (Mass Energy Transfer Coefficient) は、前者については JRR-3 改造設計計算に使用された Mack-4 および Macklib-4 コードにより ENDF/B-N の核データから作成した。同コードシステムの基本となる群構造は、中性子 171 群であるため、重水タンク内の代表的なスペクトルを重みとして RADHEAT-V3 システムの 100 群の群構造に縮約した。また後者については、ENDF/B-N の核データから RADHEAT-V3 コードシステム中にある GAMLEG-JR コードにより 20 群の変換係数を作成した。

発熱分布および総発熱量の計算では、重水タンクの炉心側の端を原点としてサーマルコラム室方向へ X 軸をとり ANISN コードによる 1 次元計算の中性子束およびガンマ線束から変換係数を使って軸方向の発熱分布曲線を求め、重水タンクが X 軸を軸方向にもつ円筒型をしていると仮定して、軸方向に体積積分してタンクの総発熱量を算出した。

次に発熱計算で求められた重水タンク内の中性子およびガンマ線の全吸収エネルギーより G 値を用いて放射線分解により発生する重水素ガスの量をもとめた。G 値は、重水中の伝導度や pH などに影響されるが、ここでは JRR-2 の実測値より推定した 0.1 という値を用いた。重水タンク内の総発熱量と放射線分解量の計算結果を Table 6.1.1 に示す。計算の結果、改良後の重水の放射線分解量は、1 時間当たり約 0.8 リットル程度と予測されるため何らかの再結合装置を考えておく必要があろう。改良後の重水タンクの発熱については特に問題はない。

6.2 重水濃度の影響

改良案の重水タンクを製作後使用する重水は、重水濃度の低下により熱中性子束の減衰を生ずるため、できるだけ高い純度のものを準備する必要がある。現在使用可能な重水としては、濃度 99.5 mol % (JRR-3 回収重水) と 95 mol % (JRR-2 回収重水) の二種類がありこの二つを中心にして重水濃度の変化に対する熱中性子束の減衰の影響を評価した。

計算は、改良前のタンクと改良案のタンクの両方のモデルについて、ANISN コードによる 1 次元パラメータ・サーベイ計算と同様の手法で行った。また重水濃度が変化した時の重水領域で

の巨視的断面積は、それぞれの濃度に対して RADHEAT-V3 コードシステムで作成された中性子 100 群、ガンマ線 20 群の無限希釈の微視的断面積を用いて求めた。計算結果を Table 6.2.1 に示す。

計算の結果が示すように改良前のタンクに比べ改良案のタンクの場合、重水濃度の減少に対する熱中性子束の減衰が大きい。特に 95 mol% (JRR-2 回収重水) を使用すると 100 mol% の時の 4 分の 1 程度に熱中性子束が落ちることから改良後の使用は不適当である。

6.3 サーマルコラム室の遮蔽計算

改良案の重水タンクを設置した場合、サーマルコラム室の中性子線量とガンマ線量が大幅に増加し、その結果サーマルコラム室外への放射線の漏れの増加が予測される。そこで増加する放射線漏れを防ぐために、サーマルコラム室内に新たに鉛遮蔽体を設置することが考えられている。その場合、鉛遮蔽体の設置場所やその厚さが変化した場合の遮蔽効果について計算で評価した。サーマルコラム室の構造、新たに設置される鉛遮蔽体の位置を Fig. 6.3.1 に示す。

この遮蔽体表面にはサーマルコラム室内に流れ込む熱中性子で発生する 2 次ガンマ線の増加を防ぐため、厚さ 5 mm のボロン板を取り付ける。

計算は、ANISN コードによる 1 次元パラメータ・サーベイ計算に用いた計算モデルを更に炉心と反対側に延長し、サーマルコラム室およびその外側のコンクリート遮蔽体を含む全体系をモデル化し、線量評価はその外部コンクリート遮蔽体表面の位置で行った。その計算モデルの一例を Fig. 6.3.2 に示す。

計算に新たに追加したボロン板、コンクリート、鉄などの構造物の巨視的断面積については、ボロン板は、熱中性子吸収材として使用するボラフレックス中に含まれる構成核種の原子数に相当する巨視的断面積を作成するため第 2 章で述べた代表的な 41 核種の無限希釈の微視的断面積ファイルを用い、その他のものは、一般的な構造材など 31 種類の材料について作成された巨視的断面積ファイル中にあるものを用いた。

計算結果を Table 6.3.1 に、また炉心中央よりサーマルコラム外部遮蔽体表面までのガンマ線量率の空間分布を Fig. 6.3.3 から Fig. 6.3.8 までに示す。計算の結果からするとボロン板付き厚さ 10 cm の鉛遮蔽体で現状のタンクでの漏洩線量より十分低くなると予測される。また鉛遮蔽体の設置位置についてはサーマルコラム室炉心側前面 (Fig. 6.3.1 の Case 1 の場合) でもコンクリート遮蔽体前方 (Fig. 6.3.1 の Case 2 の場合) でも大差に違わないが前者の方がやや遮蔽効果が大きい。しかし、この計算は 1 次元で行っているため、実際の遮蔽の場合には、サーマルコラム室の上下、左右方向からの回り込みによる放射線や遮蔽体接続部、計測孔からのストリーミング等の影響を考慮する必要があり、特に鉛遮蔽体の設置位置がコンクリート遮蔽体前方にある場合は、サーマルコラム室の線量率が増加するためストリーミングに注意する必要がある。

Table 6.1.1 Neutron and Gamma Heating, and Deuterium Gas Production by Radiolysis

	Unit	Old Tank	New Tank
Neutron Heating	(KW)	1.18×10^{-2}	8.90×10^{-2}
Gamma Heating	(KW)	2.77×10^{-2}	8.41×10^{-1}
Total Heating	(KW)	3.95×10^{-1}	9.30×10^{-1}
Neutron Injected Energy (eV/Hr)		2.64×10^{23}	2.00×10^{24}
Gamma Injected Energy (eV/he)		6.23×10^{23}	1.89×10^{25}
Total Injected Energy (eV/hr)		8.87×10^{23}	2.09×10^{25}
Deuterium Gas	(l/hr)	3.3×10^{-2}	7.8×10^{-1}

Table 6.2.1 Reduction of thermal neutron flux as a function of heavy water concentration (at r=154 cm)

New Tank :

D ₂ O concentration (mol%)	Thermal neutron flux (n/cm ² *sec)	Ratio (%)
100	1.743×10^{10}	1.000
99.5	1.431×10^{10}	0.821
97.5	7.489×10^9	0.430
95.0	4.402×10^9	0.253
90.0	2.625×10^9	0.151

Old Tank :

D ₂ O Concentration (mol%)	Thermal neutron flux (n/cm ² *sec)	Ratio (%)
100.0	3.216×10^8	1.000
99.5	2.956×10^8	0.919
97.5	2.104×10^8	0.654
95.0	1.459×10^8	0.454
90.0	9.776×10^7	0.304

Table 6.3.1 Dose Rate Distributions in the Thermal Column and the Concrete Shield

Distances from the Core Center(cm)	Old Tank	New Tank (Pb=10cm)	
		Case 1	Case 2
Gamma Dose Rates			
154.0	6.17x10 ³	5.68x10 ⁴	3.21x10 ⁴
154.5	---	4.81x10 ⁴	---
164.5	---	8.33x10 ¹	---
329.0	---	---	1.24x10 ⁴
329.5	---	---	9.89x10 ¹
339.5	1.37x10 ³	2.08x10 ¹	3.49x10 ¹
463.5	2.81x10 ⁻¹	5.42x10 ⁻³	8.87x10 ⁻³
Neutron Dose Rates			
154.0	2.32x10 ³	6.61x10 ⁴	7.55x10 ⁴
154.5	---	3.01x10 ¹	---
164.5	---	9.98x10 ⁰	---
329.0	---	---	1.11x10 ⁴
329.5	---	---	1.24x10 ¹
339.5	1.49x10 ²	4.72x10 ⁰	7.90x10 ⁰
463.5	2.36x10 ⁻³	6.15x10 ⁻⁵	6.51x10 ⁻⁵

CASE 1 : The lead layer is placed on the pool side

CASE 2 : The lead layer is placed in front of the concrete shield

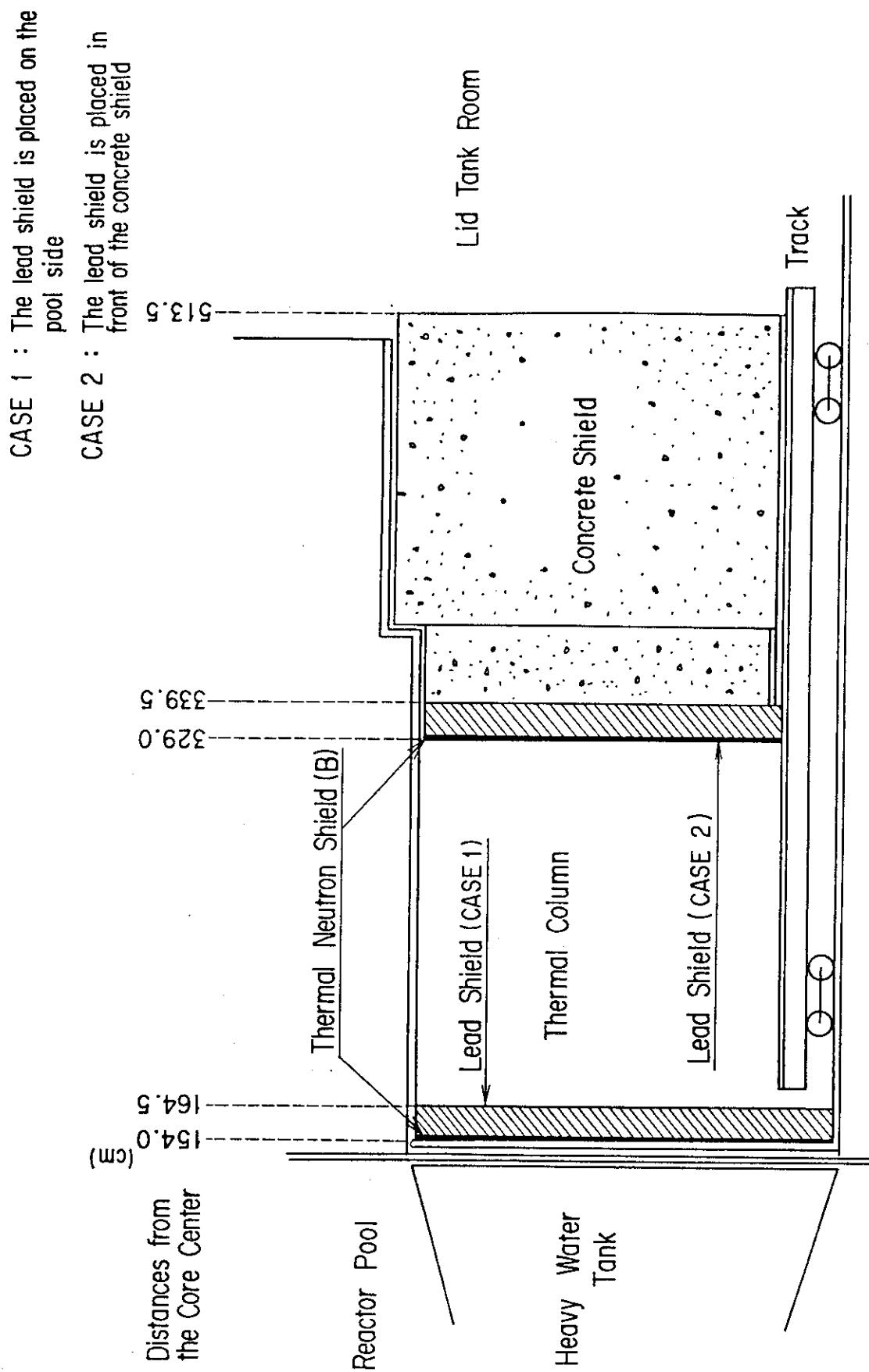


Fig. 6.3.1 Vertical section of the thermal column

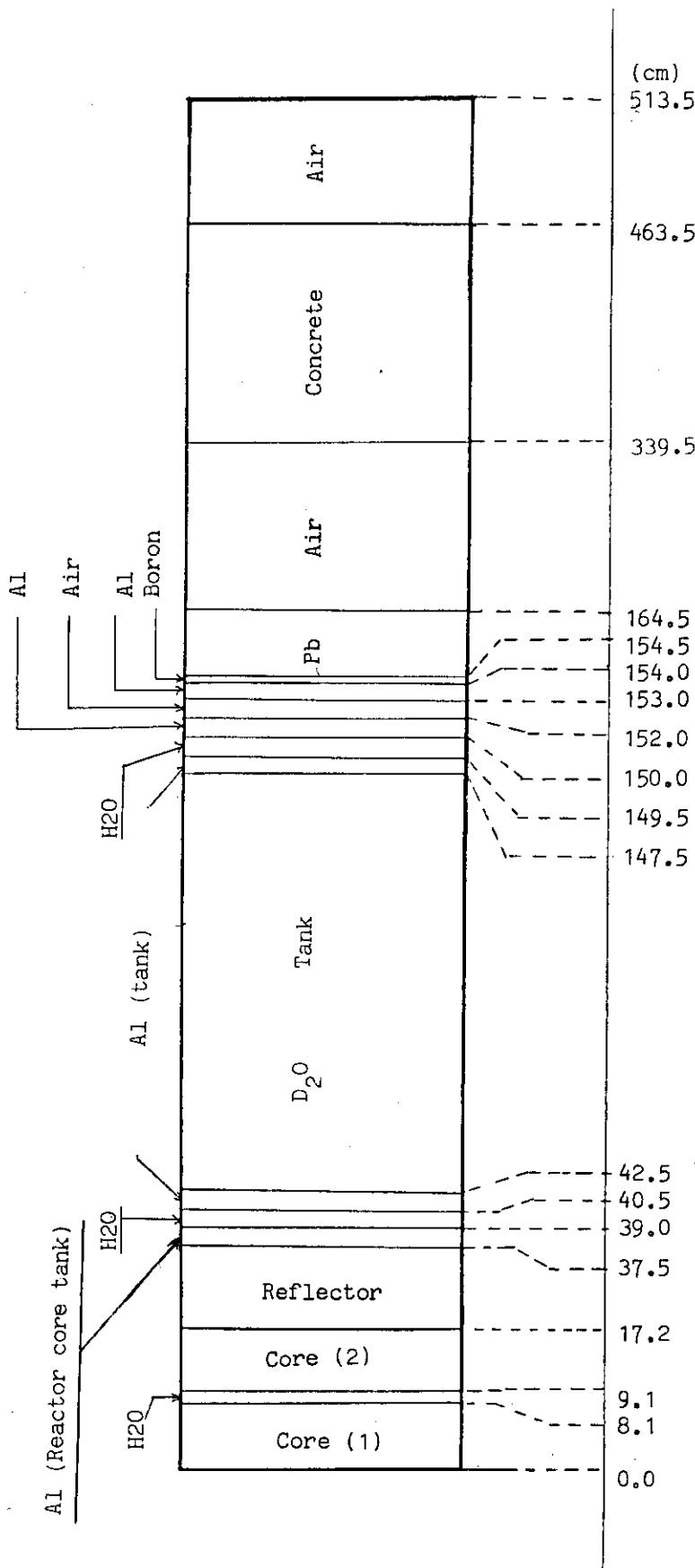


Fig. 6.3.2 One-dimensional configuration for shielding calculation by ANISN

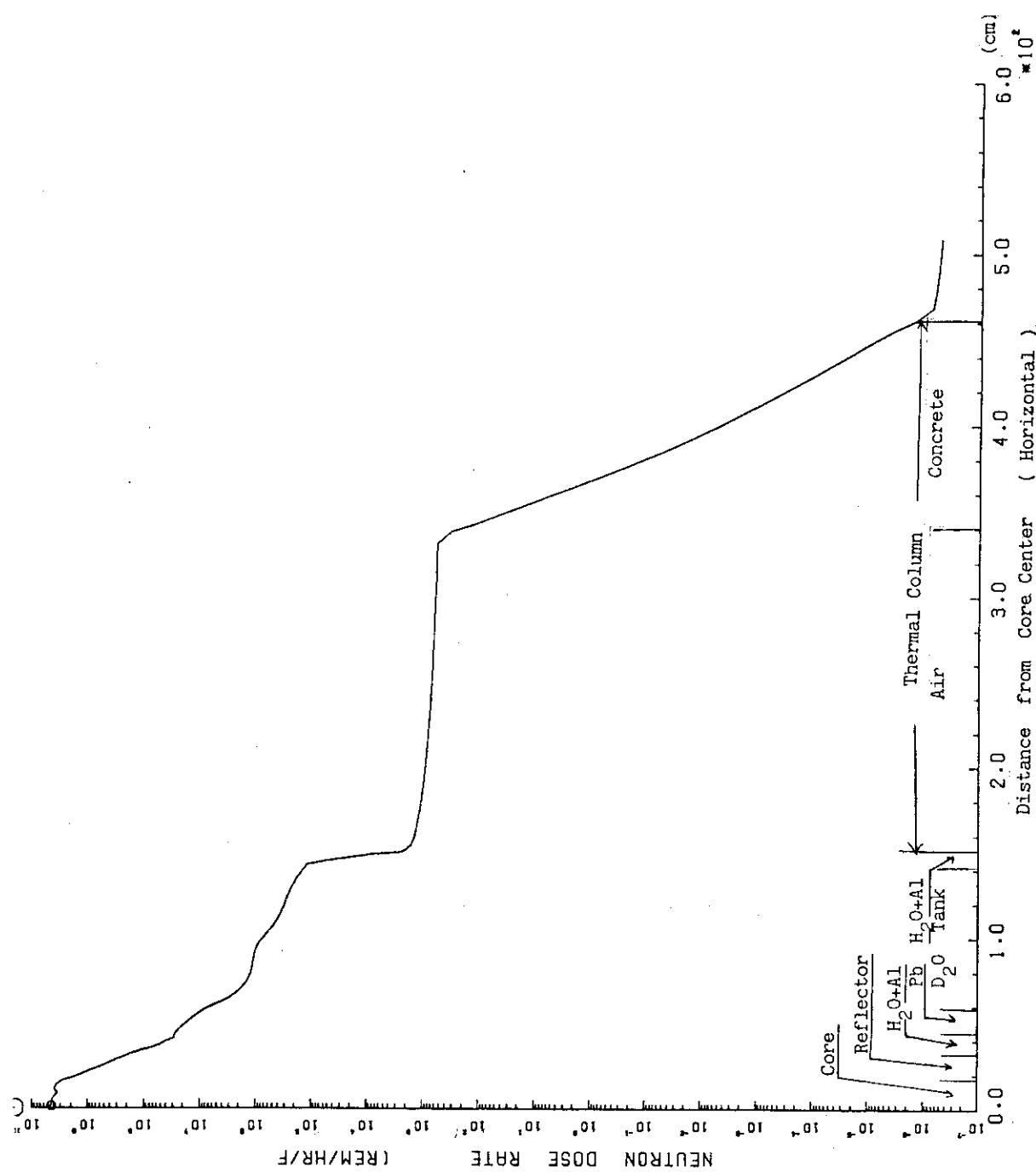


Fig. 6.3.3 Total Neutron Dose Rate Distribution (Old Tank)

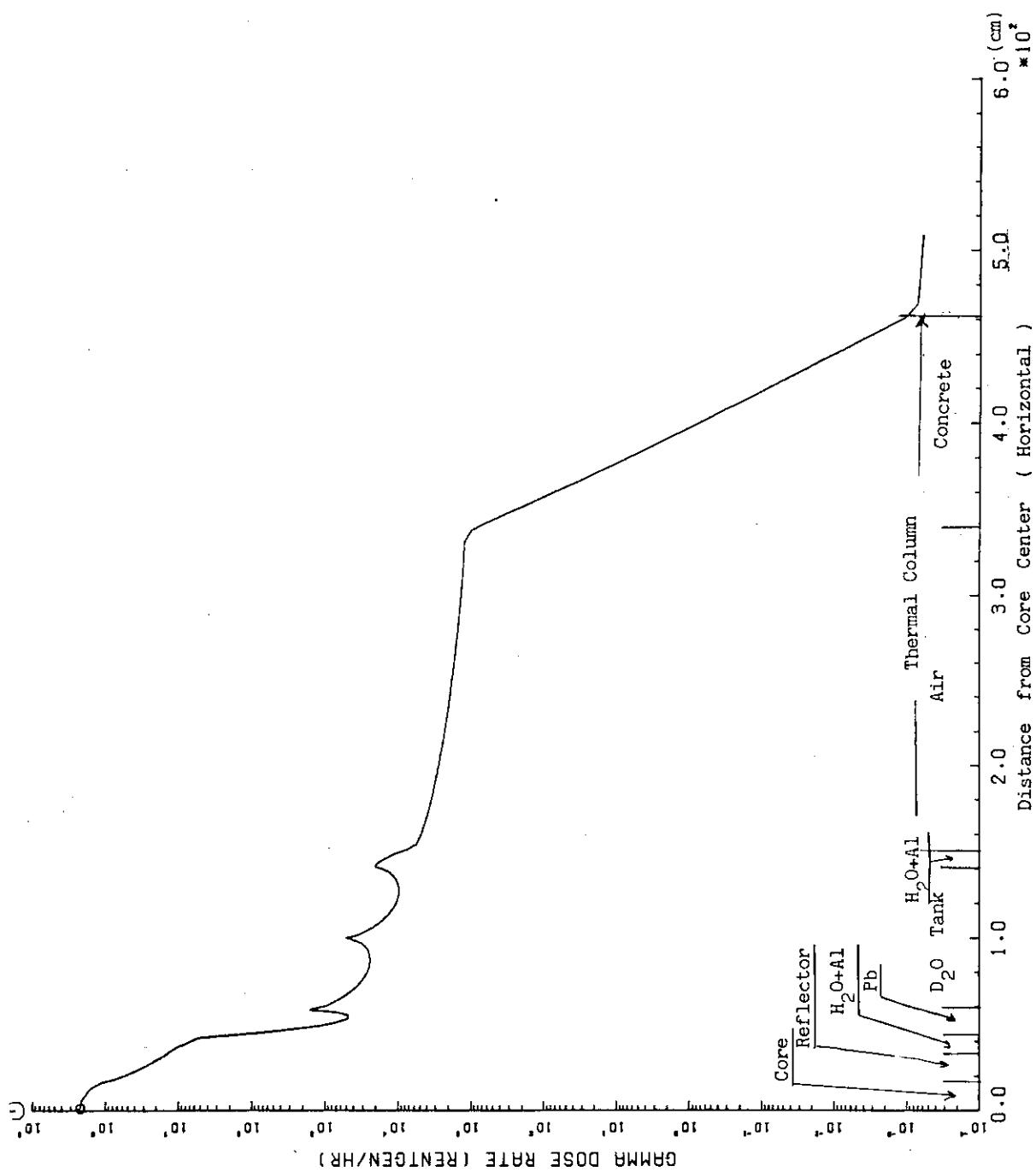


Fig. 6.3.4 Gamma Dose Rate Distribution (Old Tank)

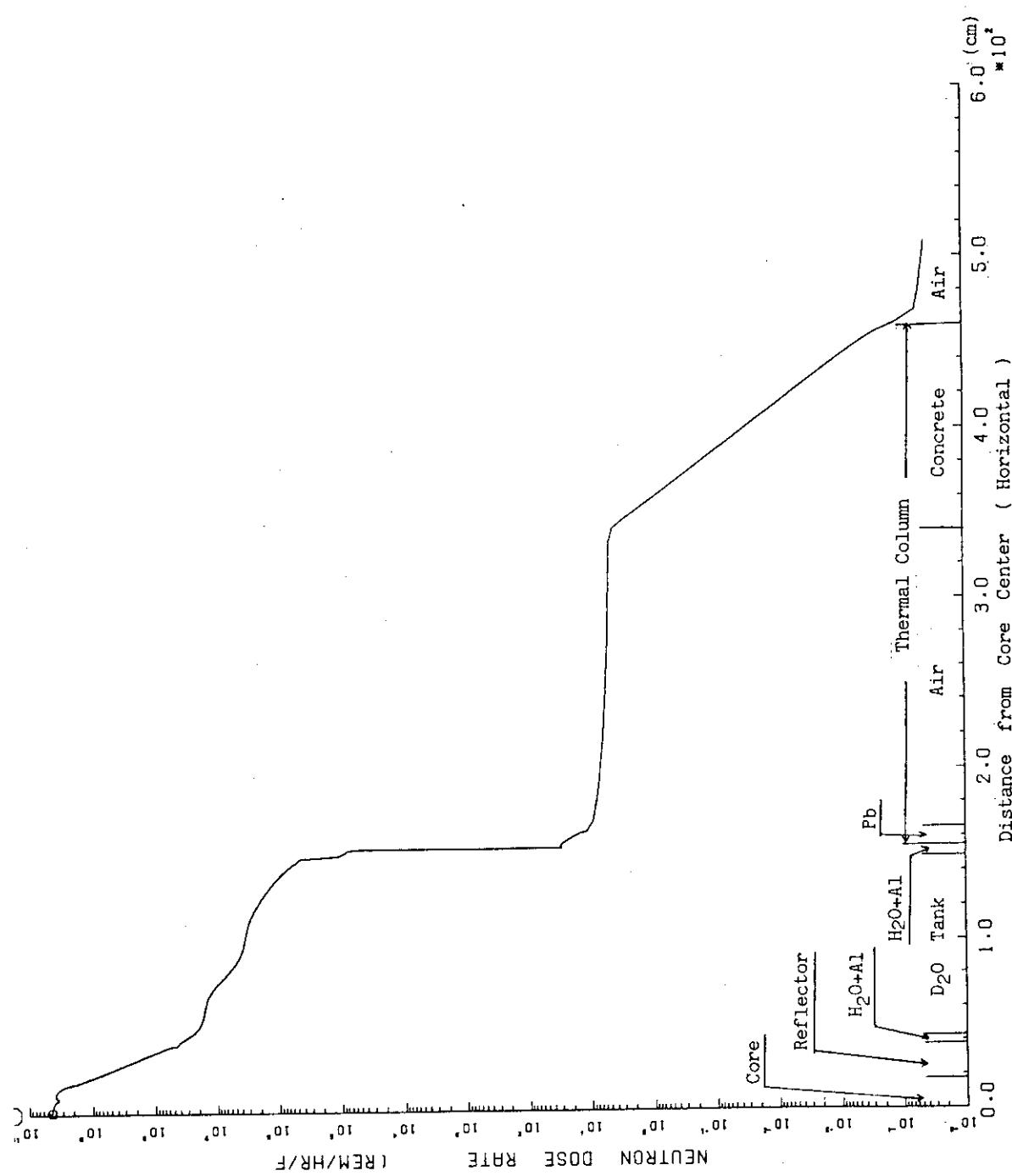


Fig. 6.3.5 Total Neutron Dose Rate Distribution (New Tank : Case 1)

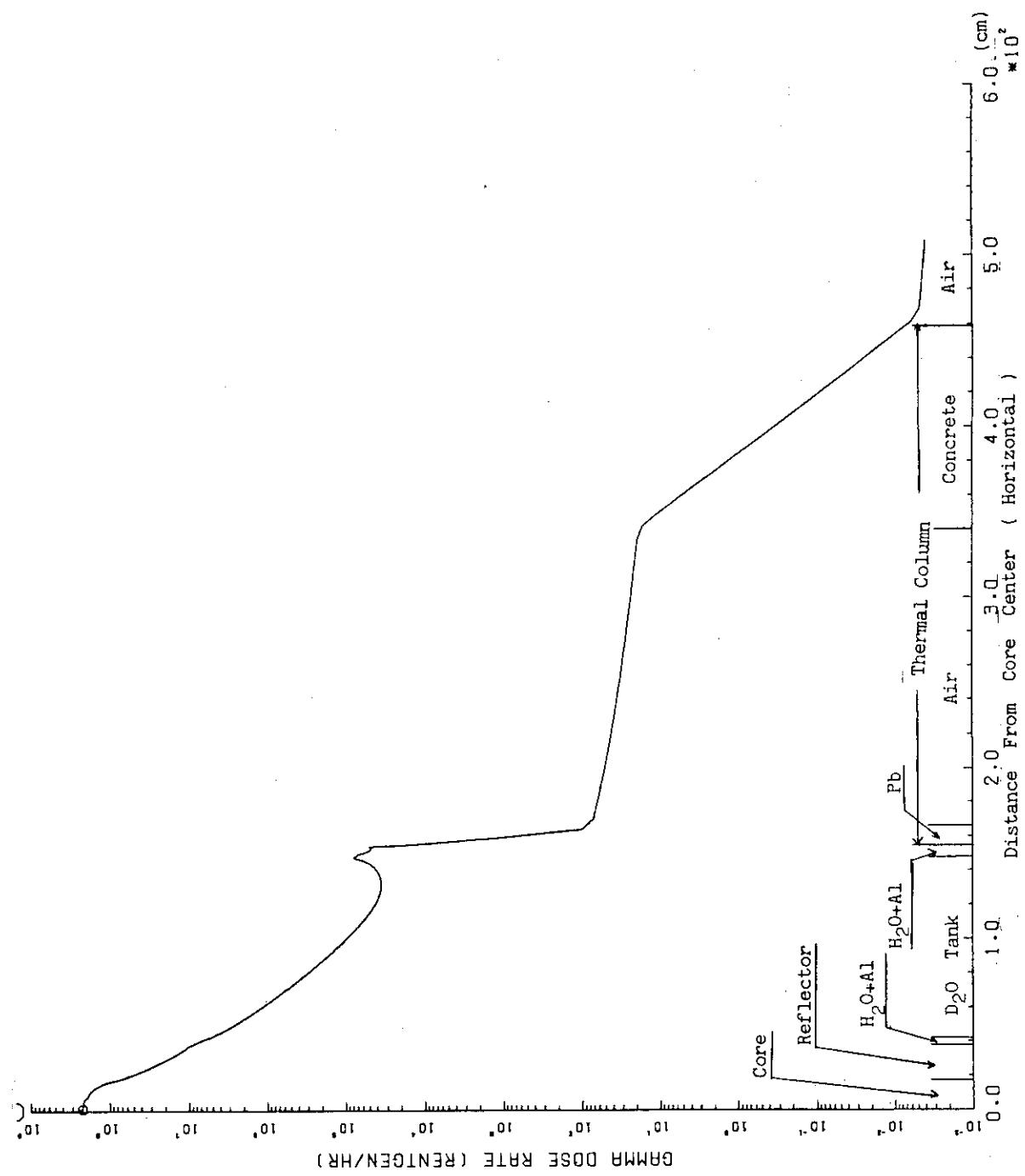


Fig. 6.3.6 Gamma Dose Rate Distribution (New Tank : Case 1)

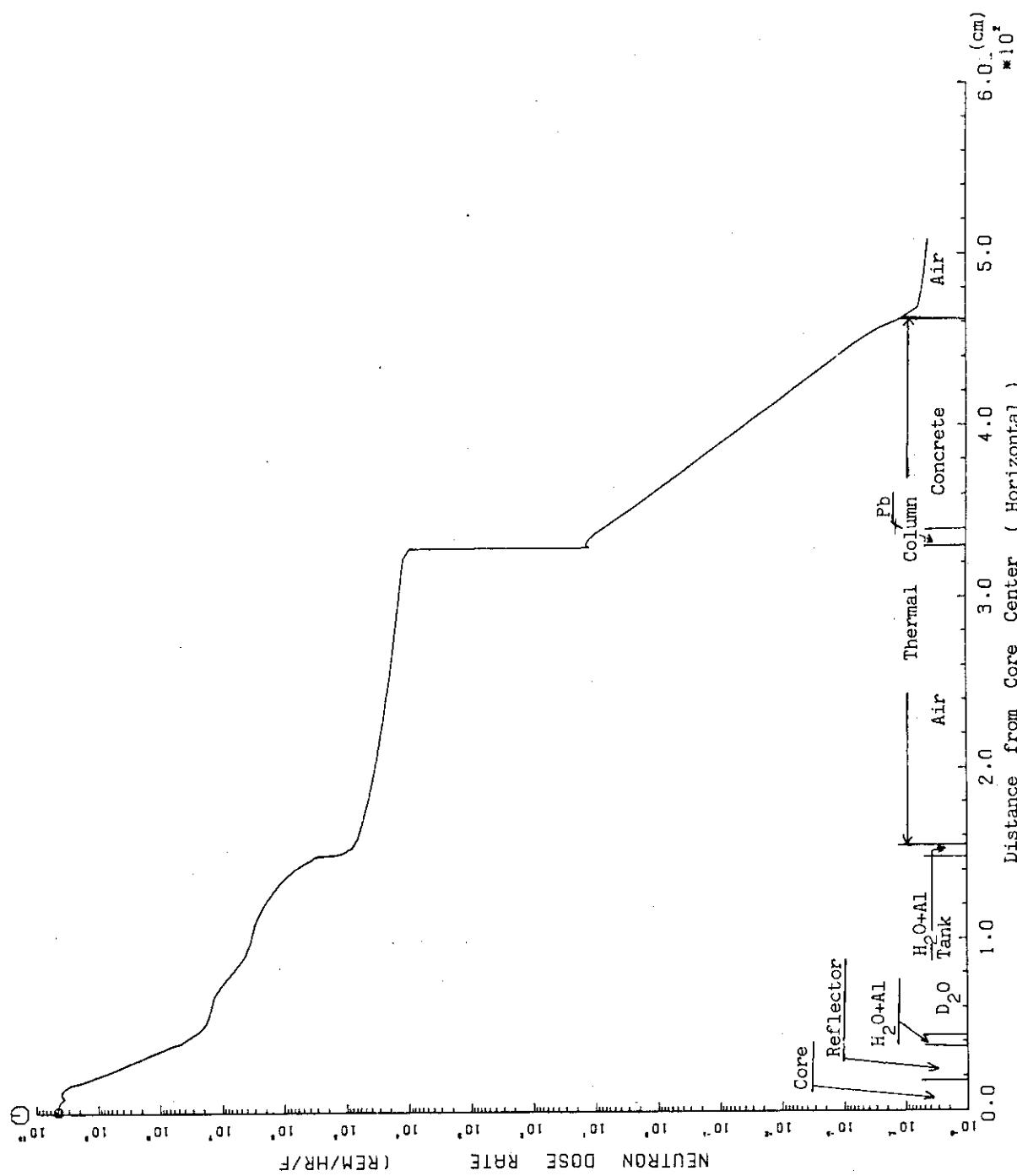


Fig. 6.3.7 Total Neutron Dose Rate Distribution (New Tank : Case 2)

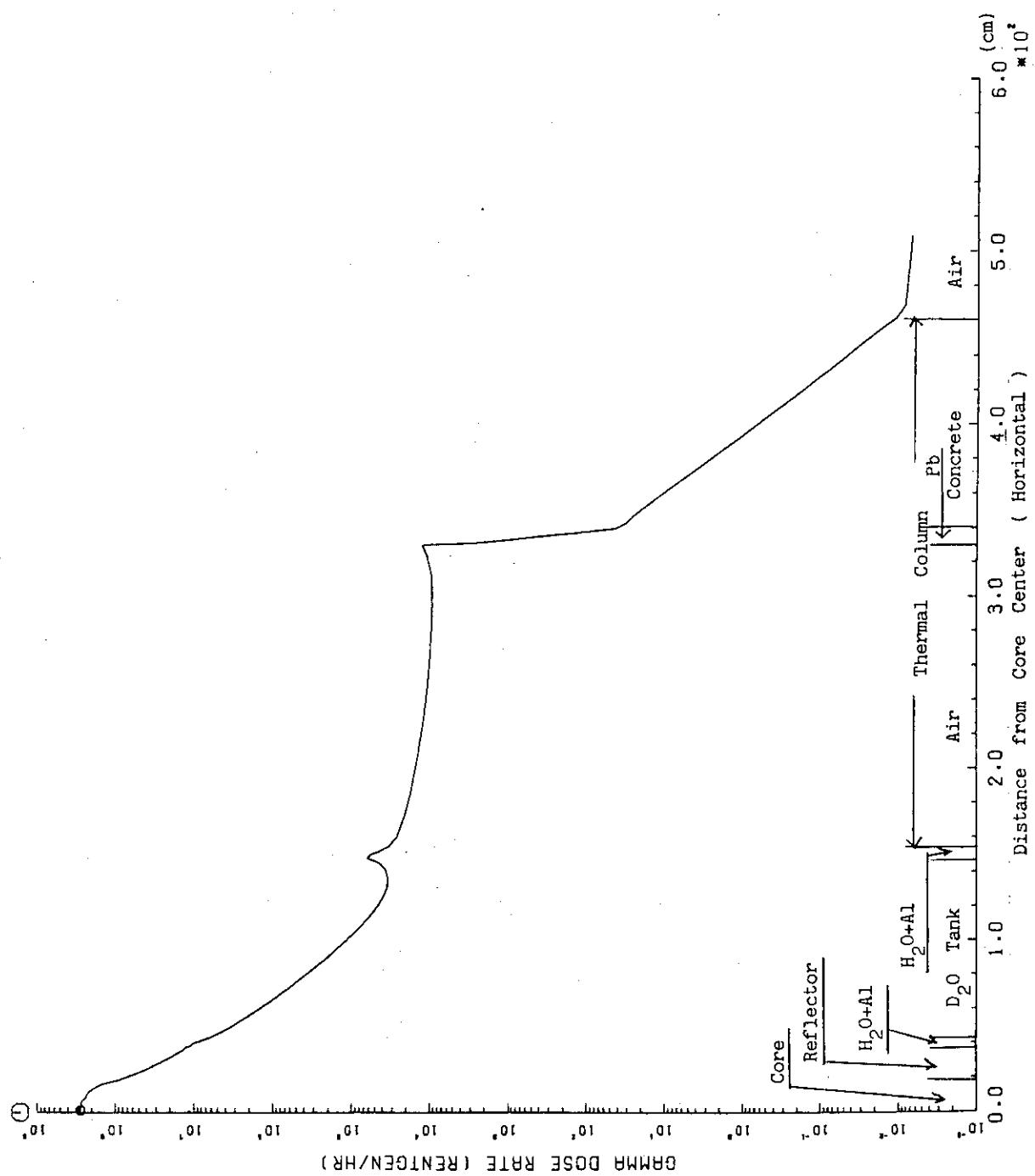


Fig. 6.3.8 Gamma Dose Rate Distribution (New Tank : Case 2)

7. ま　と　め

JRR-4 のサーマルコラムを改造し、熱中性子束が高く、ガンマ線等の混入の少ない純熱中性子場を得るために、中性子及びガンマ線の輸送計算コードによる 1 次元・2 次元の設計計算を行った結果次のことがわかった。

1. 炉心とサーマルコラム室の間にある軽水層をできるだけ排除すると熱中性子束は向上する。そのため大型黒鉛反射体の使用と重水タンク全長を大きくすれば現在のものと比べて 10 倍以上の熱中性子束の増加が期待できる。
2. 炉心と重水タンクの間にある鉛層を重水におきかえることによりさらに約 25% 程度の熱中性子束が増加する。
3. 重水タンクを仕切っているアルミニウム層（炉心側 2 cm, タンク中央部 1 cm）を除くことでさらに約 3 倍熱中性子束が増加する。
4. ガンマ線量率低減のためサーマルコラム室内に鉛またはビスマスの遮蔽体を置く必要がある。鉛の場合はビスマスを用いるとき得られる熱中性子束の約半分になる。（遮蔽体の厚さ 20 cm の場合）
5. 重水タンクの直径が 130 cm の円柱形と炉心側直径 56 cm, サーマルコラム室側直径 110 cm の円すい台とでは、得られる熱中性子束は約 2 倍、前者の方が大きい。
6. サーマルコラム室内のガンマ線量率を低下させるには、ビスマスまたは鉛のガンマ線遮蔽体の外側に 2 cm 程度の LiF の熱中性子吸収コリメータを置くとよい。
7. 改良案の重水の分解量は約 0.8 l/h と予測され、再結合装置を設置する必要があろう。
8. 重水タンクに入れる重水の濃度は、99.5 mol% 以上のものが必要である。なお 95% 程度のものを使用すると熱中性子束は $\frac{1}{4}$ 程度に減少する。
9. サーマルコラム室の遮蔽は、重水タンクの改良にともないボラル板付で 10 cm 以上の鉛遮蔽体を追加する必要がある。

以上の結論のうち 1 ~ 4 は、1 次元計算で、5 ~ 6 は 2 次元計算で、7 ~ 9 は、6 章に述べた計算より得られたものである。

1 次元パラメータ・サーベイ計算によると、検討した改良案のモデルのうち、最も良いモデル（1 次元モデル 113、ガンマ線遮蔽体用ビスマスの厚さ 15 cm、重水濃度 100 mol%）で、熱中性子束約 $8 \times 10^9 n/cm^2 \cdot sec$ 、ガンマ線混入率 0.5% 以下、高速中性子混入率 1% 以下である。

なお、重水タンクやサーマルコラム室内の構造物、照射用ボックスなどの設計、施工に際しては、わずかの厚さの軽水層や構造材によっても熱中性子束は減衰することに注意を要する。またサーマルコラム室内に照射ボックス等が設置されない場合、高い中性子束によるコラム壁やガンマ線遮蔽用の鉛の放射化の防止と放射線漏れを防ぐための設計上の配慮を必要とする。

謝 辞

この核設計計算に際し、RADHEAT-V3コードシステムの使用に関しては、内藤倣孝氏（プラント安全解析研究室長）、坂本幸夫氏（環境調査解析室研究員）に色々御世話を戴いた。また宮坂靖彦研究炉技術課長には、この草稿全体をレビューし適切なコメントをいただいた。以上の諸氏に深く感謝する。

参考文献

- (1) 「医療用原子炉の概念設計」, UTNL-R-0093, 東京大学工学部附属原子力工学研究施設 (1980)
- (2) K. Koyama, et al. : "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport," JAERI-M 7155 (1977)
- (3) 小山謹二, 他: 「遮蔽材料の群定数 — 中性子 100 群・ガンマ線20群・ P_5 近似 — 」, JAERI-M 6928 (1977)
- (4) Rhodes, W.A. : "DOT3.5, Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code," RSIC CCC-276 (1975) ; "DOT III, Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL-TM-4280 (1973).
- (5) Jenal, J.P., et al. : "The Generation of a Computer Library for Discrete Ordinates Quadrature Sets," ORNL/TM-6023 (1977).

謝 辞

この核設計計算に際し、RADHEAT-V3コードシステムの使用に関しては、内藤倣孝氏（プラント安全解析研究室長）、坂本幸夫氏（環境調査解析室研究員）に色々御世話を戴いた。また宮坂靖彦研究炉技術課長には、この草稿全体をレビューし適切なコメントをいただいた。以上の諸氏に深く感謝する。

参考文献

- (1) 「医療用原子炉の概念設計」, UTNL-R-0093, 東京大学工学部附属原子力工学研究施設 (1980)
- (2) K. Koyama, et al. : "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport," JAERI-M 7155 (1977)
- (3) 小山謹二, 他: 「遮蔽材料の群定数 — 中性子100群・ガンマ線20群・ P_5 近似 — 」, JAERI-M 6928 (1977)
- (4) Rhodes, W.A. : "DOT3.5, Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code," RSIC CCC-276 (1975); "DOT III, Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL-TM-4280 (1973).
- (5) Jenal, J.P., et al. : "The Generation of a Computer Library for Discrete Ordinates Quadrature Sets," ORNL/TM-6023 (1977).

付 錄

今後、サーマルコラム室の純熱中性子照射場を用いる場合の参考としてモデル 113（15 cm 厚のビスマス遮蔽体つき）に対する、1次元計算から得られた結果を図示しておく。Fig. A 1 は、体系中の熱中性子束分布を示す。Fig. A 2 は、全中性子線量率 (D_n)、および高速中性子線量率 (D_f)（エネルギー 0.1 MeV 以上の中性子に対するもの）分布を示す。Fig. A 3 は、ガンマ線量率分布を示す。また Fig. A 4～Fig. A 6 は、体系中 12 点における中性子スペクトルを示す。その位置は、Fig. A 7 に示してある。また Fig. A 8 は LiF 層をビスマス層直後に置いた場合と置かない場合について LiF 層直後の位置でのそれぞれの中性子スペクトルを示す。

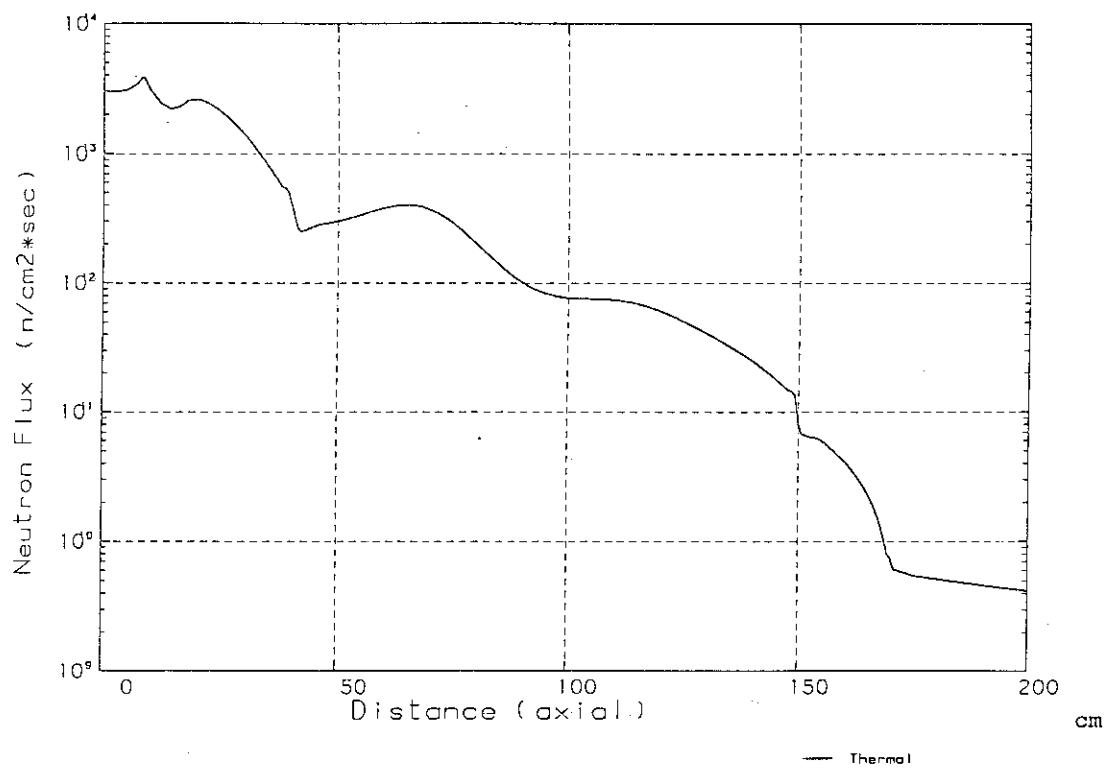


Fig. A.1 Thermal neutron flux distribution for JRR-4
(model 113 Bi)

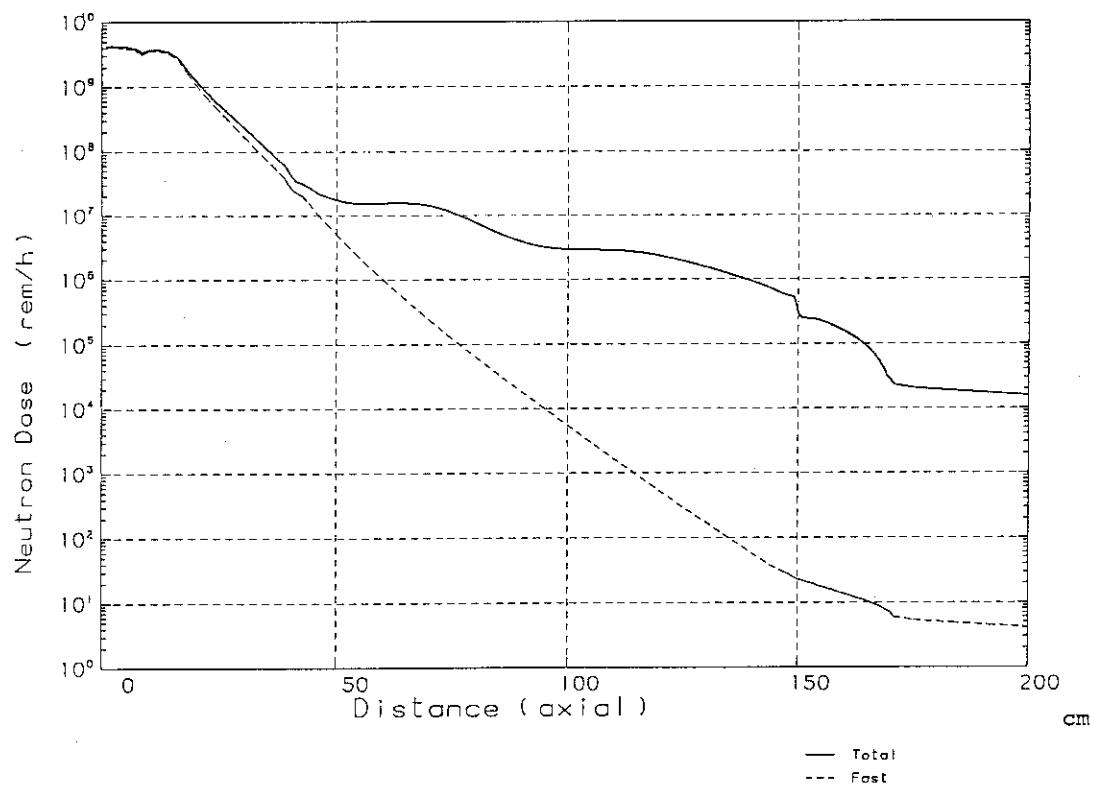
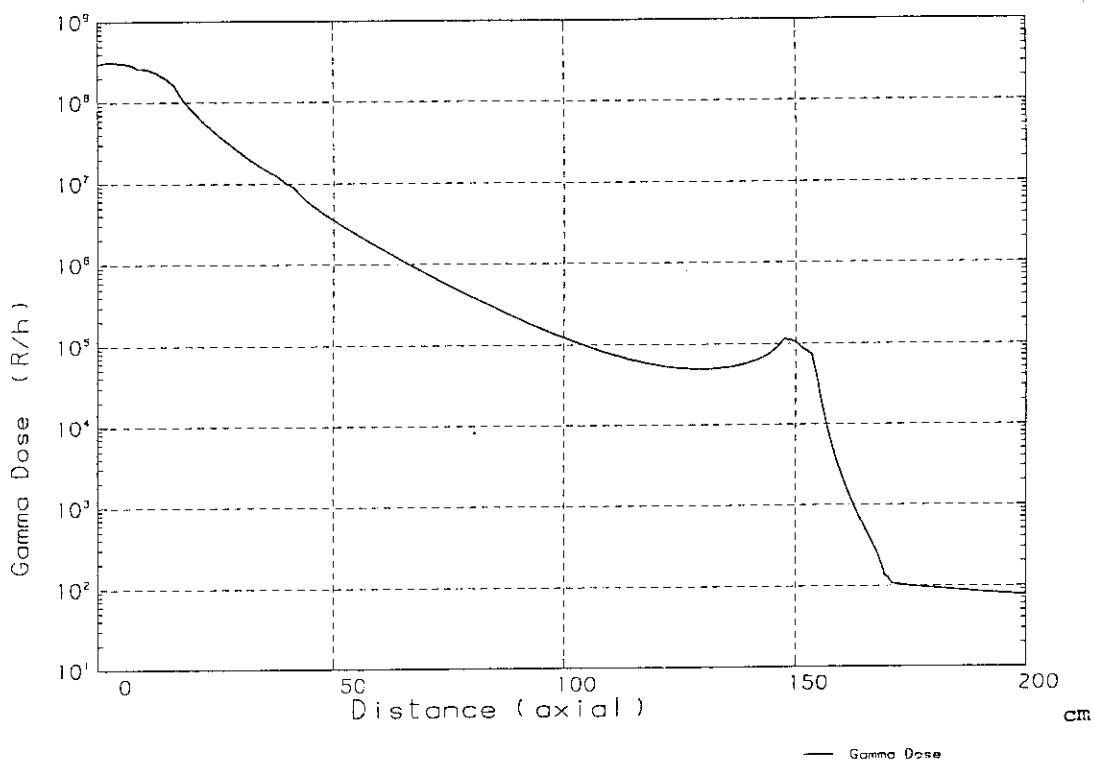
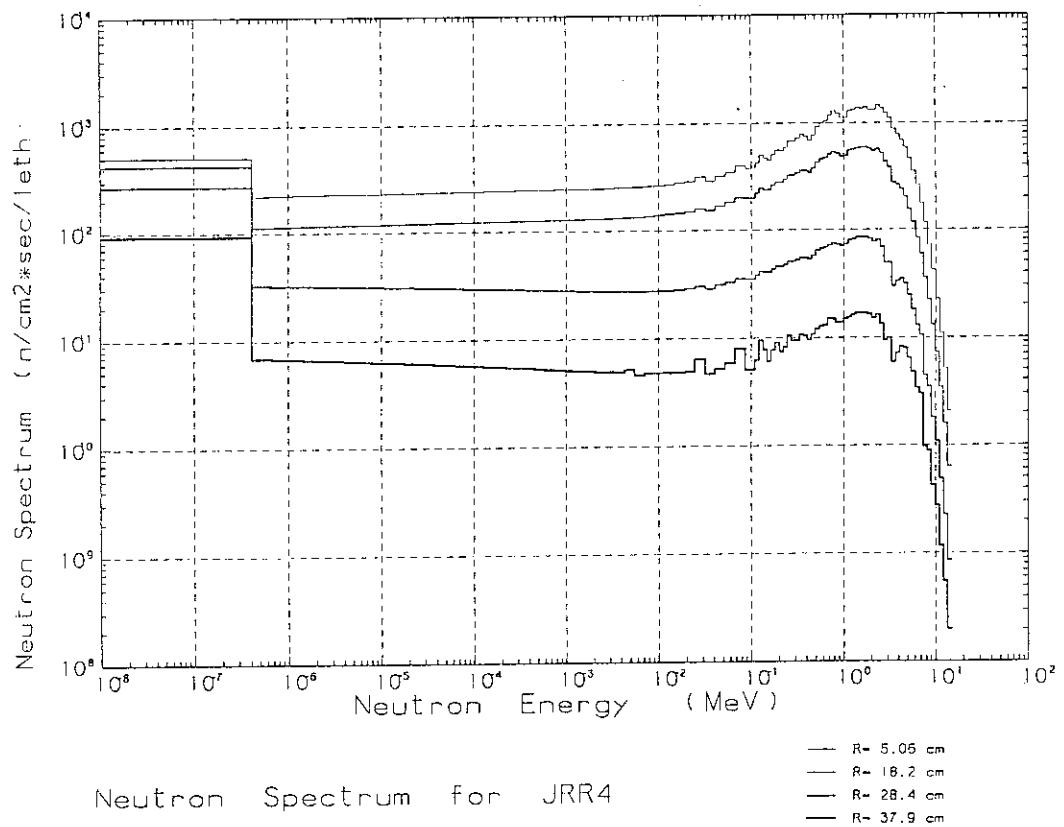


Fig. A.2 Total and fast neutron dose rate distributions
for JRR-4 (model 113 Bi)



Gamma Dose for JRR4

Fig. A.3 Gamma-ray dose rate distribution for JRR-4
(model 113 Bi)



Neutron Spectrum for JRR4

Fig. A.4 Neutron spectra for JRR-4 (model 113 Bi)

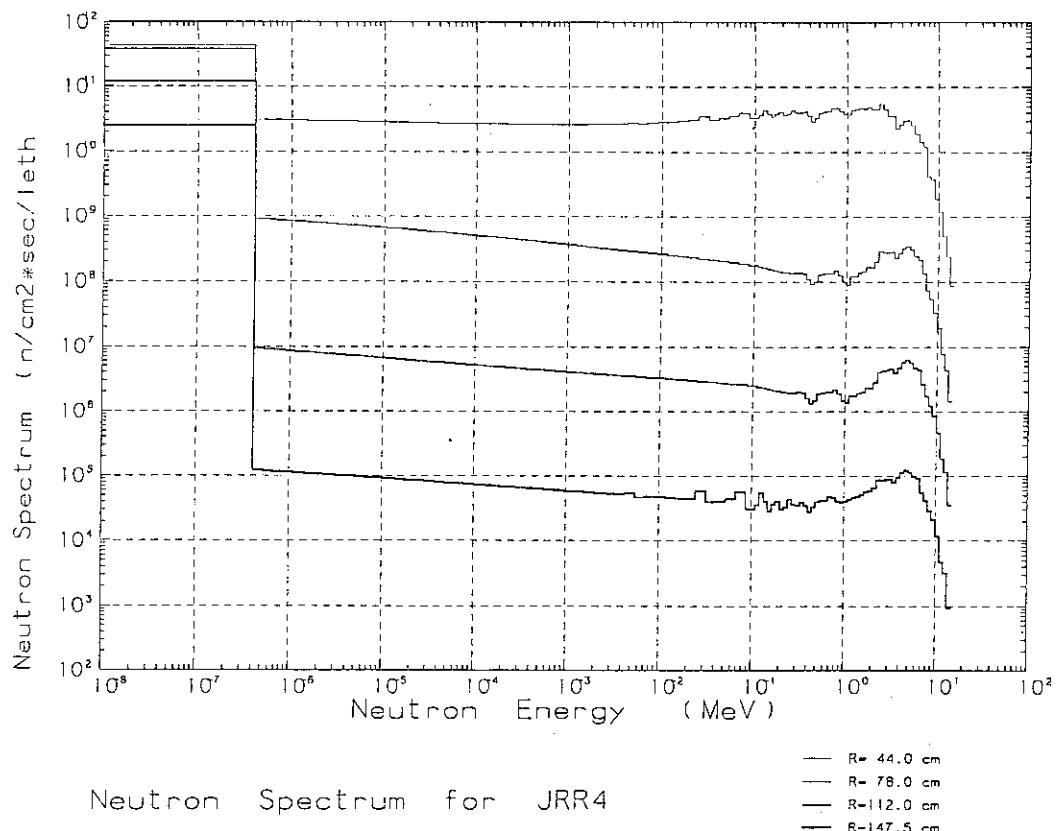


Fig. A.5 Neutron spectra for JRR-4 (model 113 Bi)

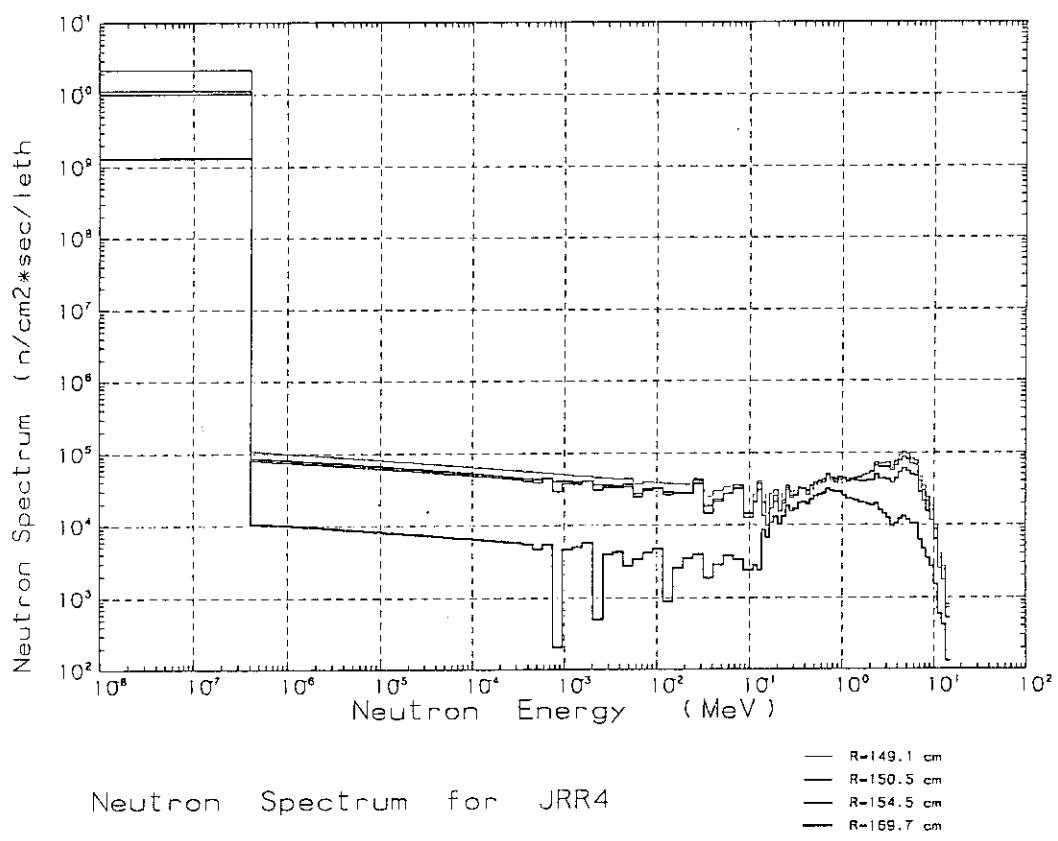


Fig. A.6 Neutron spectra for JRR-4 (model 113 Bi)

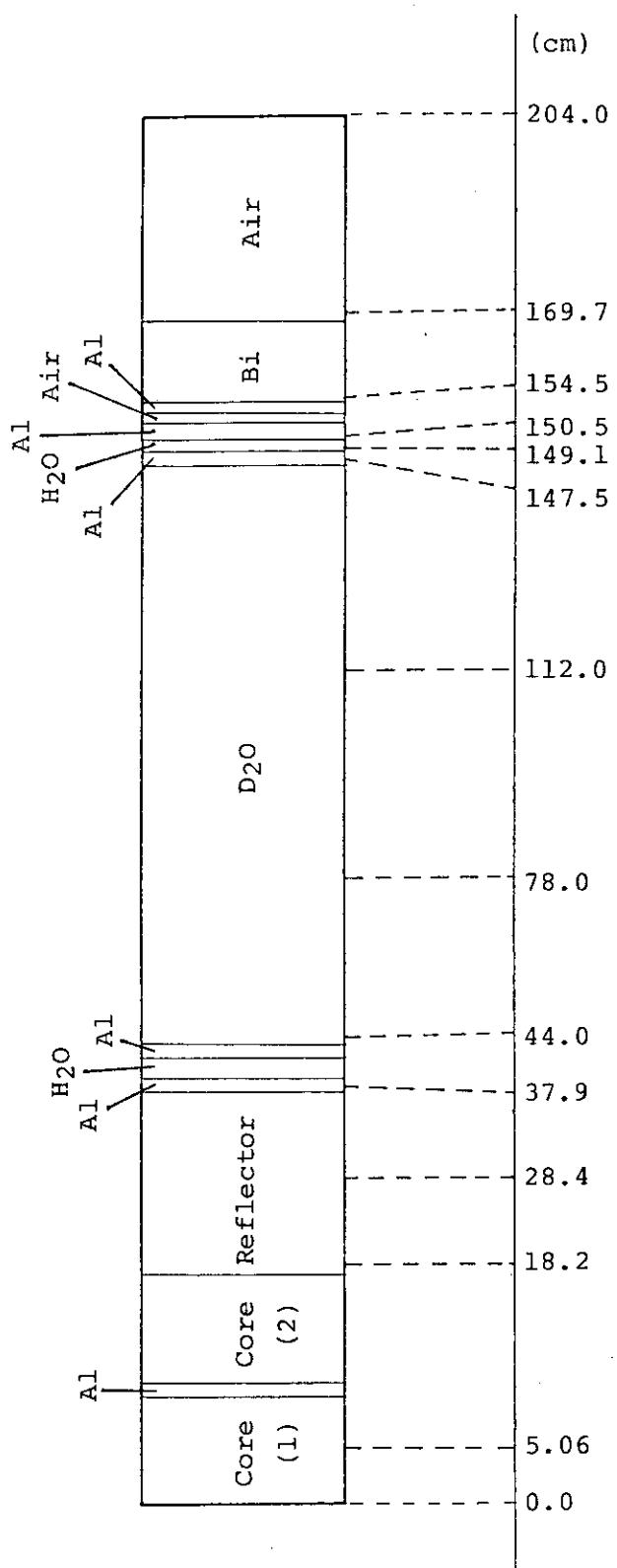


Fig. A.7 One-dimensional configuration for calculation by ANISN (model 113 Bi)
(with Bi layer for gamma-ray shielding)

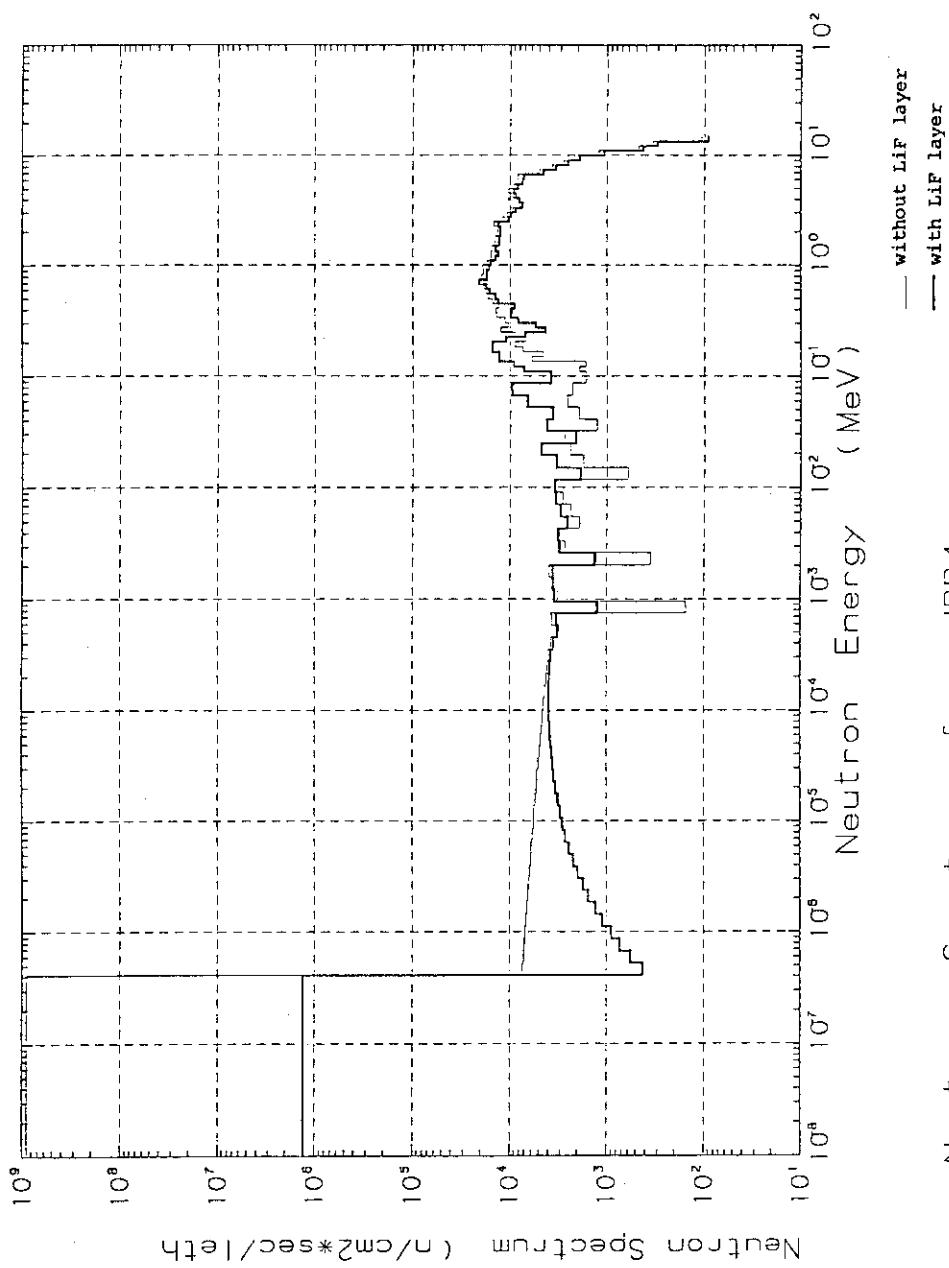


Fig. A.8 Neutron spectrum for JRR-4 (model 113)
(with and without LiF layer)